

高温工学試験研究炉（HTTR）に係る審査の視点及び確認事項について

令和4年6月1日

原子力規制部 新基準適合性審査チーム

1. はじめに

原子力規制委員会は、新規制基準適合性審査の結果として、当委員会の基準適合性判断の根拠を明らかにするため、詳細な審査書を作成し、基準の条文毎に、原子炉設置者の申請内容、審査過程における主な論点、審査における判断の具体的な内容を記載し、公表している。これは、他の原子炉設置者が適合性審査の内容を理解するにあたり十分に参考になるものである。

発電用原子炉施設においては、この審査書の他、これまでの適合性審査の経験を踏まえ、審査で確認を行う事項等を、新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（以下「審査の確認事項」という。）として整理し、後続の発電用原子炉施設の審査に係る参考資料としてホームページ上に公開する取り組みを行っている。

こうした取り組みを参考とし、試験研究用等原子炉施設においては、令和2年6月3日に設置変更許可を行った日本原子力研究開発機構大洗研究所の高温工学試験研究炉（以下「HTTR」という。）を対象に、別紙のとおり審査の確認事項を取りまとめて公表し、今後の試験研究用等原子炉施設の設置変更許可の審査において活用する。

2. 審査の確認事項の考え方

以下の考え方に基づき、別紙のHTTRの審査の確認事項を作成した。ここで条文番号は、断りのない限り「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」（許可基準規則）のものとする。

- ・地震による損傷の防止（第4条関係）、津波による損傷の防止（第5条関係）、外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）、火災による損傷の防止（第8条関係）、溢水による損傷の防止等（第9条関係）については、起因事象や安全施設の機能喪失の考え方は発電用原子炉施設と共通の部分が多いことから、発電用原子炉施設の審査基準、審査ガイド及び審査の確認事項を参考に、審査の視点や確認事項を選定する。その際、審査対象である試験研究用等原子炉施設の型式、出力、事故時の周辺公衆への被ばく影響その他施設に固有な安全設計の考え方を踏まえ、適用可能な確認項目を抽出し記載した。
- ・発電用原子炉施設と異なり、試験研究用等原子炉施設固有の安全設計の考え方を前提とした確認事項（例：耐震重要度分類、竜巻及び火山対策、内部火

災対策等)については、依拠する考え方を記載した。

- ・多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止(第53条関係)については、許可基準規則解釈に示される事象選定に加え、解釈の趣旨を踏まえ、設計基準事故に加え重畳させる安全機能喪失の考え方、地震等の共通要因による安全機能喪失の重畳の考え方を記載した。
- ・その他、試験研究用等原子炉施設の設置変更許可における審査会合で論点となった事項(例:モニタリングポスト等)についても記載した。
- ・なお、新規制基準で規制要求事項そのものに変更がない等の事由により今回の設置変更許可における審査の対象としなかった条文に対しては、確認事項を作成していない。

別紙 高温工学試験研究炉(H T T R)に係る審査の視点及び確認事項

以上

別紙

高温工学試験研究炉（HTTR）に係る審査の視点及び確認事項

令和4年6月1日

原子力規制部 新基準適合性審査チーム

目次

第4条	地震による損傷の防止	第4条-1~43
第5条	津波による損傷の防止	第5条-1~4
第6条	外部からの衝撃による損傷の防止（外部事象）	第6条（外部事象）-1~8
第6条	外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）	第6条（竜巻）-1~21
第6条	外部からの衝撃による損傷の防止（火山）	第6条（火山）-1~13
第6条	外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）	第6条（外部火災）-1~16
第6条	外部からの衝撃による損傷の防止（その他外部事象）	第6条（その他）-1~17
第7条	人の不法な侵入等の防止	第7条-1~5
第8条	火災による損傷の防止	第8条-1~29
第9条	溢水による損傷の防止等	第9条-1~17
第10条	誤操作の防止	第10条-1~5
第11条	安全避難通路等	第11条-1~5
第12条	安全施設	第12条-1~18
第13条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	第13条-1~14
第18条	安全保護回路	第18条-1~4
第22条	放射性廃棄物の廃棄施設	第22条-1~11
第23条	保管廃棄施設	第23条-1~7
第24条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	第24条-1~3
第28条	保安電源設備	第28条-1~18
第30条	通信連絡設備等	第30条-1~5

第42条	外部電源を喪失した場合の対策設備等	第42条-1~6
第44条	燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備	第44条-1~7
第51条	監視設備	第51条-1~8
第53条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	第53条-1~43
—	技術的能力	技術的能力-1~20

- ・本資料は、原子力規制部新基準適合性審査チームが、適合性審査に係る審査会合等において確認した事項及びその結果としての各事項に対応する事業者の申請内容を整理したものである。
- ・本資料は審査結果をまとめるための中間的な成果物であることから、原子力規制委員会としての最終的な審査結果については、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（北地区）原子炉設置変更許可申請書〔H T T R（高温工学試験研究炉）原子炉施設の変更〕の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に規定する許可の基準への適合について」及びその添付の「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（北地区）原子炉設置変更許可申請書〔H T T R（高温工学試験研究炉）原子炉施設の変更〕に関する審査書」（<https://www.nsr.go.jp/data/000313491.pdf>）を参照のこと。
- ・まとめ資料とは、試験研究用等原子炉設置変更許可申請書及びその添付資料を補足した審査資料である。
- ・本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>Ⅲ－1 地震による損傷の防止（第4条関係）</p> <p>第4条の規定は、試験研究用等原子炉施設について、地震の発生により生じるおそれのある安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度（以下「耐震重要度」という。）に応じて算定した地震力に十分に耐えることができる設計とすることを要求している。また、耐震重要施設については、基準地震動による地震力及び基準地震動によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対してその安全機能が損なわれるおそれがない設計とすることを要求している。</p> <p>このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。</p> <p>Ⅲ－1. 1 基準地震動</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 地下構造モデル 2. 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動 3. 震源を特定せず策定する地震動 4. 基準地震動の策定 <p>Ⅲ－1. 2 耐震設計方針</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 耐震重要度分類の方針 2. 弾性設計用地震動の設定方針 3. 地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針 4. 荷重の組合せと許容限界の設定方針 5. 波及的影響に係る設計方針 	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、許可基準規則に適合するものと判断した。</p> <p>なお、規制委員会は、耐震重要施設の周辺斜面については、本申請の内容を確認した結果、耐震重要施設の安全機能に影響を与える斜面は存在しないことを確認し、許可基準規則に適合するものと判断した。</p> <p>各項目についての審査内容は以下のとおり。</p> <p>※本書では設備設計に係る「Ⅲ－1.2 耐震設計方針」について記載する。</p>	
<p>第4条 試験研究用等原子炉施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならぬ</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生じるおそれがある試験研究用等原子炉施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならぬ</p>	<p>耐震設計に当たっては、試験炉規則及びその解釈の趣旨を踏まえ、耐震設計方針の妥当性を確認するために、原子力発電所の安全審査ガイドである「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」（以下「地震ガイド」という。）を活用する。</p>	<p>Ⅲ－1.2 耐震設計方針</p> <p>1. 耐震重要度分類の方針</p> <p>実用炉解釈別記2では、耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス又はCクラスに試験研究用等原子炉施設を分類することを要求している。</p> <p>また、許可基準規則解釈別記1（以下「解釈別記1」という。）では、地震の発生によって生じるおそれがある試験研究用等原子炉施設の安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれのある津波等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、地震により各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、その機能喪失により周辺公衆に過度の放射線被ばく（周辺公衆の実</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>い。</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>		<p>効線量の評価値が発生事故あたり 5mSv を超えること。)を与えるおそれのある施設をSクラス(耐震重要施設)、Sクラス施設と比べて安全機能を喪失した場合の影響の小さい施設をBクラス、Sクラス、Bクラス以外であって一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をCクラスとして分類すること(以下「耐震重要度分類」という。)を要求している。</p> <p>申請者は、許可基準規則解釈に基づき、以下のとおり、耐震重要度分類を設定する方針としている。</p>	
<p>【解釈】</p> <p>1 第4条の適用に当たっては、実用炉設置許可基準解釈第4条の規定を準用する。ただし、解釈第4条2に規定する耐震重要度分類につい</p>	<p>【地震ガイド：確認内容】</p> <p>3. 耐震重要度分類</p> <p>耐震重要度分類の定義が下記を踏まえ妥当であることを確認する。また、施設の具体的な耐震重要度分類の妥当性に</p>	<p>(1) 施設の分類及び設備の区分</p> <p>解釈別記1に規定する耐震重要度分類の考え方に従い、耐震重要度を設定し、施設を分類して耐震重要度に応じた設計とする。</p> <p>本試験研究用等原子炉施設について、基準地震動による地震力に対して設備・機器が安全機能を損なわないよう設計しているものをSクラス、Sクラス施設と比べて安全機能を喪失した場合の影響の小さい施設</p>	<p>1.4 耐震設計</p> <p>1.4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>(4)Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できる設計とする。</p> <p>また、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐える設計とする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料		
<p>ては、2によること。 また、実用炉設置許可基準解釈第4条3を準用するに当たり、次のとおりとする。</p> <p>一 実用炉設置許可基準解釈第4条3の二に規定する「共振のおそれのある施設については、その影響については、その影響についての検討を行うこと。」について、Sクラスに属する施設を有しない試験研究用等原子炉施設に対しては、共振のおそれのある施設への影響の検討に用いる地震動として、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものに代えて、建築基準法等に基づく評価において使用する地震動を参考に設定することができる。</p> <p>二 実用炉設置許可基準</p>	<p>ついて確認する。</p> <p>3.1 Sクラスの施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震により発生する可能性のある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設 ・自ら放射性物質を内蔵している施設 ・当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設 ・これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、環境への放射線による影響を軽減するために必要な機能を持つ施設 ・これらの重要な安全機能を支援するために 	<p>をBクラス、Sクラス及びBクラス以外であって一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をCクラスとする。</p> <p>また、本試験研究用等原子炉施設を構成する設備については、その施設に要求される安全機能の役割に応じて、主要設備、補助設備、直接支持構造物、間接支持構造物及び波及的影響を評価すべき施設に区分する設計とする。間接支持構造物及び波及的影響を評価すべき施設については、それぞれに関連する主要設備、補助設備及び直接支持構造物の耐震設計に適用する地震力を踏まえ、検討用地震動（当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動及び当該施設に波及的影響を及ぼさないことを確認する地震動）を設定する。</p> <p>具体的な施設の耐震重要度分類を以下に示す。なお、表中下線で示した設備・機器は、既許可においては耐震重要度をSクラス（旧Asクラス、Aクラス）に分類していたが、本申請においてBクラスに見直したものである。この見直しの妥当性については、次の（2）及び（3）に示す。</p> <p>Sクラス</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-top: 10px;"> <tr> <td style="width: 30%;">原子炉冷却材 圧力バウンダ リを構成する</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器（中間熱交換器等） </td> </tr> </table>	原子炉冷却材 圧力バウンダ リを構成する	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器（中間熱交換器等） 	<p>1.4.2 耐震設計上の重要度分類（P.8-1-11） 原子炉施設の耐震重要度を、「試験炉設置許可基準規則解釈別記1「試験研究用等原子炉施設に係る耐震重要度分類の考え方」」に基づき分類する。</p> <p>1.4.2.2 機能上の分類</p> <p>Sクラス：安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある設備・機器等を有する施設</p> <p>Bクラス：安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</p> <p>Cクラス：Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設</p> <p>1.4.2.3 クラス別施設</p> <p>耐震設計上の重要度分類によるクラス別施設を次に示す。</p> <p>(1) Sクラスの施設</p> <ul style="list-style-type: none"> (i) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 (ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設（原子炉建家に係る施設） (iii) 原子炉の緊急停止のために、急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を
原子炉冷却材 圧力バウンダ リを構成する	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器（中間熱交換器等） 				

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書		申請書・まとめ資料
<p>解釈第4条3の三に規定する「建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準」(以下「建築基準法等の規格等」という。)については、その改正があった場合において、Sクラスに属する施設を有しない試験研究用等原子炉施設におけるCクラスの建物・構築物のうち、次に掲げる要件を全て満たすものであって、改正後の建築基準法等の規格等を適用しないこととされているものに対しては、改正後の建築基準法等の規格等を用いないことができる。</p> <p>イ 当該建物・構築物の安全機能が喪失した場合において、放出される放射性物質の量及び</p>	<p>必要となる施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震に伴って発生する可能性のある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設 	<p>機器・配管系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・配管（1次ヘリウム配管（二重管）等）・循環機（1次ヘリウム循環機等）・弁（1次冷却設備の主要弁等） ・隔離弁を閉とするのに必要な電気計装設備 ・原子炉圧力容器、中間熱交換器、1次ヘリウム循環機等の支持構造物 ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール ・原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック（上蓋を除く） 	<p>維持するための施設</p> <p>(2)Bクラスの施設</p> <ul style="list-style-type: none"> (i)原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵する施設 (ii)原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 (iii)原子炉冷却材圧力バウンダリの破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な施設 (iv)原子炉冷却材圧力バウンダリの破損事故の際に圧力障壁となり、放射性物質の拡散を直接防ぐための施設 (v)放射性物質の放出を伴うような設計基準事故の際に、その外部放散を抑制するための施設で上記(iv)以外の施設 (vi)使用済燃料を貯蔵するための施設(使用済燃料貯蔵建家に係る施設) (vii)放射性廃棄物を内蔵している施設、ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損によって公衆に与える放射線の影響が、年間の周辺監視区域外の線量当量限度に比べ、十分小さいものは除く。 (viii)放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により公衆及び放射線業務従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設
	<p>3.2 Bクラスの施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラスと比べ小さい施設 	<p>使用済燃料を貯蔵するための施設</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒及び制御棒駆動装置（スクラム機能に関するもの） ・制御棒案内管 ・炉心支持鋼構造物（拘束バンドは除く） ・炉心支持黒鉛構造物（サポートポスト（支持機能のみ）） ・電気計装設備 ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 	
	<p>3.3 Cクラスの施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・Sクラス施設及びBクラス施設以外の一般産業施設、公共施設と同等の安全性が要求される施設 	<p>原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・電気計装設備 ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 	
	<p>【試験研究用等原子炉施設の耐震重要度分類】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐震重要度分類は、上記の地震ガイドによる定義を基本とする 	<p>その他</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・1次ヘリウム純化設備（原子炉格 	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書		申請書・まとめ資料
<p>放射線量が極めて微量であるものであること。</p> <p>□ 当該建物・構築物内に点検等の一時的な立入り以外の立入りがな</p> <p>いこと。</p> <p>2 第2項に規定する「地震の発生によって生ずるおそれがある試験研究用等原子炉施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度」とは、地震により発生するおそれがある試験研究用等原子炉施設の安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防</p>	<p>が、試験研究用等原子炉は一般的に発電用原子炉に比べて出力が小さいことから、試験炉規則解釈別記1に示す考え方に従い、施設の安全機能の喪失を仮定した場合に放射線による公衆への影響の程度に応じて耐震重要度分類を設定したものであること。</p> <p>・原子炉停止機能及び冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能の全てが失われた状態を想定し、公衆の放射線被ばくの程度が5mSvを超える場合は、耐震重要施設（Sクラス施設）を有する試験研究用等原子炉であること。</p> <p>・耐震重要施設を有する</p>	<p>HTTR 審査書</p> <p>納容器内のもの)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・破損燃料検出系（原子炉格納容器内のもの） ・1次ヘリウムサンプリング設備（原子炉格納容器内のもの） ・原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁（1次冷却材を内蔵する1次ヘリウム純化設備等の原子炉格納容器貫通部配管・弁） ・隔離弁を閉とするのに必要な電気計装設備 ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 		<p>設</p> <p>(ix)使用済燃料を冷却するための施設</p> <p>(x)放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設</p> <p>(3)Cクラスの施設</p> <p>上記S、Bクラスに属さない施設</p> <p>第1.4.1表 クラス別施設</p> <p>(表略)</p> <p>(*1)主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。</p> <p>(*2)補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。</p> <p>(*3)直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。</p> <p>(*4)間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。</p> <p>(*5)相互影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。</p>
Bクラス		<p>原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る施設</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・1次ヘリウム純化設備（S、Cクラスに属する設備を除く） ・破損燃料検出系（S、Cクラスに属する設備を除く） ・1次ヘリウムサンプリング設備（S、Cクラスに属する設備を除く） ・機器・配管等の支持構造物 	
		<p>原子炉停止</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・補助冷却設備（原子炉冷却材圧 	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書		申請書・まとめ資料
<p>止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）をいう。試験研究用等原子炉施設は、耐震重要度に応じて、以下のクラス（以下「耐震重要度分類」という。）に分類するものとし、その分類の考え方は以下のとおりであり、具体的な分類の方法は別記1「試験研究用等原子炉施設の耐震重要度分類の考え方」による。</p> <p>一 Sクラス 次に掲げる施設はSクラスとする。</p> <p>イ 安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある設備・機器等を</p>	<p>試験研究用等原子炉にあつては、原子炉停止機能を耐震重要度分類Sクラスとしてしていること。</p> <p>・原子炉冷却機能及び放射性物質の閉じ込め機能に係る設備にあつては、当該設備のうち、その機能喪失により公衆の放射線被ばくの程度が5mSvを超える場合は、当該設備を耐震重要度分類Sクラスとしてしていること。</p> <p>・上記の被ばく影響評価にあつては、設計基準事故時における被ばく評価と同等の保守性を考慮した条件で実施したものであることを確認する。ただし、技術的に合理的な理由があると確認</p>	<p>後、炉心から崩壊熱を除去するための施設</p>	<p><u>カバウンダリ、Cクラスに属するものを除く</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>補機冷却水設備（当該主要設備に係るもの）</u> ・ <u>炉心支持鋼構造物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）</u> ・ <u>非常用発電機及びその計装設備</u> ・ <u>制御用圧縮空気設備</u> ・ <u>機器・配管、電気計装設備等の支持構造物</u> 	
		<p>原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な施設</p>	<p><u>炉容器冷却設備（Cクラスに属するものを除く）</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>補機冷却水設備（当該主要設備に係るもの）</u> ・ <u>中央制御室遮へい</u> ・ <u>非常用発電機及びその計装設備</u> ・ <u>制御用圧縮空気設備</u> ・ <u>機器・配管、電気計装設備等の支持構造物</u> 	
		<p>原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に圧力障壁</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉格納容器</u> ・ <u>原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁（1次冷却材を含まない補機冷却水設備等の原子</u> 	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書		申請書・まとめ資料
<p>有する施設。</p> <p>上記の「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故あたり 5mSv を超えることをいう。</p> <p>ロ、ハ（津波対策設備のため略）</p> <p>二 Bクラス</p> <p>安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設をいう。</p> <p>三 Cクラス</p> <p>Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をいう。</p>	<p>できた場合はその限りではない。</p>	<p>となり、放射性物質の拡散を直接防ぐための施設</p>	<p><u>炉格納容器貫通部配管・弁</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 隔離弁を閉とするのに必要な電気計装設備 ・ 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 	
		<p>放射性物質の放出を伴うような設計基準事故の際にその外部放散を抑制するための設備で前項以外の施設</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>非常用空気浄化設備</u> ・ <u>非常用発電機及びその計装設備</u> ・ <u>制御用圧縮空気設備</u> ・ 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 	
		<p>使用済燃料を貯蔵するための施設</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック（上蓋を除く）</u> 	
		<p>放射性廃棄物を内蔵している施設、ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式によりその破損に</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物処理設備（Cクラスに属する設備を除く） ・ 機器・配管等の支持構造物 	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書		申請書・まとめ資料
3 (高速炉関係のため略)		よって公衆に与える放射線の影響が年間の周辺監視区域外の線量当量限度に比べ十分小さいものを除く		
		放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により公衆及び放射線業務従事者等に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料交換機 ・ 原子炉建家天井クレーン ・ 放射線低減効果の大きい遮へい ・ 原子炉圧力容器リーク検出配管 ・ 使用済燃料貯蔵建家天井クレーン ・ 機器・配管等の支持構造物 	
		使用済燃料を冷却するための施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料貯蔵設備プール冷却浄化設備（プール水冷却に関する部分） ・ <u>補機冷却水設備（当該主要設備に係るもの）</u> ・ 電気計装設備 	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書		申請書・まとめ資料
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 制御用圧縮空気設備 ・ 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 	
		放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設でSクラスに属さない施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料貯蔵建家換気空調設備の一部 ・ 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 	
		その他	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>炉内構造物（Sクラスに属するものを除く）</u> ・ <u>後備停止系</u> ・ <u>後備停止系案内管</u> ・ <u>非常用発電機及びその計装設備</u> ・ <u>制御用圧縮空気設備</u> ・ 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 	
		Cクラス		
		S、Bクラスに属さない施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒駆動装置（スクラム機能に関する部分を除く。） ・ 補助冷却設備（二重管内管） ・ 炉容器冷却設備（熱反射板） 	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書		申請書・まとめ資料
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 2次ヘリウムサンプリング設備 ・ 新燃料貯蔵設備 ・ 2次ヘリウム冷却設備 ・ 加圧水冷却設備、1次ヘリウム純化設備、1次ヘリウムサンプリング設備、破損燃料検出系等のうち高放射性物質に関連した部分を除いた部分 ・ 2次ヘリウム純化設備 ・ 1次ヘリウム貯蔵供給設備 ・ 2次ヘリウム貯蔵供給設備 ・ 廃棄物処理設備のうち高放射性物質に関連した部分を除いた部分 ・ 使用済燃料貯蔵設備 プール冷却浄化設備（プール水補給に関する部分） ・ 消火設備 ・ 換気空調設備 ・ 電気計装設備（S、Bクラスに関するものは除く） ・ 補機冷却水設備 ・ 一般用圧縮空気設備 ・ 一般冷却水系 ・ 保管廃棄施設 	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書		申請書・まとめ資料
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 ・ その他 	
	<p>・ 基準地震動による地震力に対して機能維持が期待できないBクラス以下の設備が損傷したとしても、原子炉の停止状態が維持できることを確認する。</p> <p>(例)</p> <ul style="list-style-type: none"> - 確実に原子炉を停止できること。 - 原子炉停止後の冷却状態が維持できること。 - 原子炉の停止状態、冷却状態を継続的に監視できること。 - これらの機能が既設設備により確保できない場合は、可 	<p>(2) 耐震重要度分類の変更</p> <p>原子炉運転中の地震によりSクラス以外の設備・機器((1)の表中下線で示した設備を含む。)が機能喪失する事象の発生を想定したとしても、原子炉は自動停止し、原子炉停止後の燃料最高温度の評価結果はその初期値を、原子炉圧力容器最高温度の評価結果は設計基準事故における制限値を超えることはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確保できる設計とする。</p> <p>また、非常用電源のうち非常用発電機については基準地震動による地震力によって機能を喪失するおそれがあるが、当該状態において電源供給を要する重要安全施設には、蓄電池から電源供給が可能な設計とし、電源枯渇後は、可搬型設備により対応する設計とする。これは「Ⅲ-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針」及び「Ⅲ-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針」にて記載する対策と同様である。</p>		<p>追補</p> <p>1 耐震重要度分類変更の妥当性</p> <p>1. 概要</p> <p>HTTR では、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している。耐震重要度は、試験炉設置許可基準規則(平成 25 年 12 月 18 日施行)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。この見直しについては、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 3mSv となり、5mSv を超えないことを評価することで、妥当であることを確認している。また、追補 2 に示すとおり、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、原子炉はスク</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>搬設備等の代替手段を講じるか、早期に修復可能であること。</p>		<p>ラムシ、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性は確保される。</p> <p>(以下略)</p> <p>追補2 安全機能の重要度分類変更の妥当性</p> <p>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。</p> <p>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</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 4 条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>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。</p> <p>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。</p> <p>2. 解析条件</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>3. 解析結果</p> <p>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°C に低下した後、再び上昇するが初期値を上</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 4 条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>回ることではない。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ではない。</p> <p>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。</p> <p>4. 参考資料</p> <p>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</p> <p>添付書類八</p> <p>第 4 2 条 適合のための設計方針 2 について</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合、安全保護系（停止系）からの作動指令により、反射体領域の原子炉スクラムしゃ断器が開放され同領域の制御棒が速やかに炉心内に落下挿入される。次いで、40 分経過後に燃料領</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>域の原子炉スクラムしゃ断器が開放され同領域の制御棒が炉心内に落下挿入され、全制御棒の落下挿入が完了する。原子炉の安全な停止を確認するため全制御棒の落下挿入が完了するまでの間（40分間）、炉内の中性子束を監視する。また、炉心からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を監視する。これらに必要な電源を一定時間（60分）確保する事を目的に、必要な容量を有した蓄電池等の直流電源設備及び安全保護系用交流無停電電源装置を設け、安全保護系（停止系）、事故時監視計器の一部（中性子束、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力）に給電できる設計とする。</p> <p>蓄電池の枯渇後（60分以降）は、炉心からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、可搬型の計器等を用いて原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を監視する。これらの可搬型の計器等に必要な電源は、蓄電池枯渇前に準備する可搬型発電機から給電する設計とする。</p> <p>使用済燃料からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、蓄電池を内蔵する可搬型の計器により使用済燃料貯蔵プール水位を適宜監視する。</p> <p style="text-align: center;">（略）</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・放射線による公衆への影響の程度に応じて、耐震設計上の区分を行っていることを確認する。</p> <p>・具体的には、内蔵する放射性物質の外部への放散を仮定した場合の公衆の放射線被ばくの程度によって、重要度分類を行うことを確認する。</p> <p>・Bクラス以下の設備の損傷を想定しても、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれ（発生事故当たり 5mSv を超える）がないことを確認する。</p>	<p>(3) 放射性物質を内包する設備・機器の地震による損傷の影響</p> <p>地震によりSクラス以外の設備・機器（(1)の表中下線で示した設備を含む。）のうち、設計上想定する燃料破損等により放出された放射性物質を内包する以下の設備・機器が地震によって損傷し、内包する放射性物質が瞬時に地上放出する事象の発生を想定したとしても、周辺公衆の実効線量の評価値が約 3mSv となり、解釈別記 1 の考え方における判断基準である 5mSv を超えない設計とする。</p> <p>① 1次冷却材を内包している耐震重要度Bクラスの機器・配管類</p> <p>② 耐震重要度Bクラスである使用済燃料貯蔵建家の貯蔵ラック</p> <p>なお、本影響評価は、基準地震動による地震力に対して損傷を想定する機器等の機能喪失により周辺公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれがないことを確認したものであり、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成 3 年 7 月 18 日原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）を参考に、地震との重畳は考慮しないこととする。</p> <p>設計基準事故において周辺公衆に対して過度の放</p>	<p>追補</p> <p>1 耐震重要度分類変更の妥当性 (略)</p> <p>2. 被ばく評価条件</p> <p>放射性物質を含む 1 次冷却材を内包する設備は、以下の①～⑧の設備である。これらの設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ(①と②)、1次ヘリウム純化設備(③)の一部、1次ヘリウムサンプリング設備(④)の一部、燃料破損検出装置(⑥)の一部等の閉じ込め機能を期待することとし、これ以外の 1 次冷却材を内包している機器・配管類が地震時に破損し、放射性物質が瞬時に地上放出することを仮定し、被ばく評価を実施する。</p> <p>なお、本申請において耐震クラス分類を As クラスから B クラスに変更とした炉容器冷却設備、補機冷却水設備、制御用圧縮空気設備、非常用発電機、非常用空気浄化設備及び後備停止系等は、その破損を考慮しても放射性物質を放出することはないため線量評価は行わない。</p> <p>①1次冷却設備（原子炉冷却材圧力バウンダリ） ②補助冷却設備（原子炉冷却材圧力バウンダリ） ③1次ヘリウム純化設備 ④1次ヘリウムサンプリング設備 ⑤気体廃棄物処理設備</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 4 条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>射線被ばくを与えるおそれがないことについては、「Ⅲ－１１ 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止（第 13 条関係）」にて記載する。</p>	<p>⑥燃料破損検出装置 ⑦照射試験装置 ⑧1 次ヘリウム貯蔵供給設備 (略)</p> <p>3. 被ばく評価結果 2. の評価条件をもとに、1. に記載の①～⑧の設備のうち、閉じ込め機能を期待する設備以外の 1 次冷却材を含む③～⑧の設備が、地震により同時に破損した場合の被ばく評価結果を表 1 に示す。</p> <p>さらに、1 次冷却材を含む設備ではないが、耐震 B クラスである使用済燃料貯蔵建家の貯蔵ラックに関しては、貯蔵ラックの全てが同時に閉じ込め機能を喪失し、ラック内雰囲気に含まれる放射性物質の全量が瞬時に地上放出したと仮定しても、周辺公衆の被ばく量は 10^{-6}mSv 以下である。</p> <p>以上により、耐震重要度を B クラスに変更した③～⑧の設備に加え、使用済燃料貯蔵建家の貯蔵ラックが同時に破損する事故を仮定しても、周辺の公衆に対する被ばく影響は約 3.0mSv となり、5mSv を超えないことから、耐震重要度分類の変更は妥当である。</p> <p>表 1 1 次冷却材を内包する B クラス機器・配管類の破損時の被ばく評価結果</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料										
			<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="text-align: center;">結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: right;">γ線換算放出量</td> <td style="text-align: left;">約 8.3×10^{13} MeV・Bq(地上)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;">¹³¹I換算放出量 (実効線量当量換算)</td> <td style="text-align: left;">約 2.2×10^{11} MeV・Bq(地上)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;">実効線量当量</td> <td style="text-align: left;">約 3.0mSv</td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;"> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲からのγ線の外部被ばく ・ヨウ素の吸入による小児の内部被ばく </td> <td style="text-align: left;"> <ul style="list-style-type: none"> 約 0.61mSv 約 2.4mSv </td> </tr> </tbody> </table>	結果		γ線換算放出量	約 8.3×10^{13} MeV・Bq(地上)	¹³¹ I換算放出量 (実効線量当量換算)	約 2.2×10^{11} MeV・Bq(地上)	実効線量当量	約 3.0mSv	<ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲からのγ線の外部被ばく ・ヨウ素の吸入による小児の内部被ばく 	<ul style="list-style-type: none"> 約 0.61mSv 約 2.4mSv
結果													
γ線換算放出量	約 8.3×10^{13} MeV・Bq(地上)												
¹³¹ I換算放出量 (実効線量当量換算)	約 2.2×10^{11} MeV・Bq(地上)												
実効線量当量	約 3.0mSv												
<ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲からのγ線の外部被ばく ・ヨウ素の吸入による小児の内部被ばく 	<ul style="list-style-type: none"> 約 0.61mSv 約 2.4mSv 												
		<p>規制委員会は、申請者が、耐震重要度分類の適用について、本試験研究用等原子炉施設を耐震重要度に応じて、安全機能の喪失を想定したときの周辺公衆に対する放射線影響の程度を踏まえ、Sクラス、Bクラス及びCクラスに分類するとしていること、分類した施設を安全機能の役割に応じた設備に区分する方針とし、安全機能に間接的な役割を担う設備については、それに関連する設備に適用する地震力を踏まえ検用地震動を設定するとしていることから、解釈別記1及び実用炉解釈別記2に適合していることを確認した。</p> <p>また、規制委員会は、申請者が、本申請において既許可から耐震重要度をSクラス（旧As、Aクラス）からBクラスに変更した設備・機器については、その機能喪失により、燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性は損なわれないこと並びに周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えないことを確認したことから、当該耐震重要度分類の変更は</p>											

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>解釈別記1に適合していることを確認した。</p>	
		<p>2. 弾性設計用地震動の設定方針</p> <p>実用炉解釈別記2は、基準地震動との応答スペクトルの比率の値が、目安として0.5を下回らないような値で、工学的判断に基づいて、弾性設計用地震動を設定することを要求している。</p> <p>申請者は、以下のとおり、弾性設計用地震動を設定する方針としている。</p>	
	<p>【地震ガイド：確認内容】</p> <p>4. 弾性設計用地震動</p> <p>弾性設計用地震動の策定方針が下記を踏まえ妥当であることを確認する。なお、基準地震動については、地震ガイドの「I. 基準地震動」にて妥当性を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弾性設計用地震動の具体的な設定値及び設定根拠。 ・弾性設計用地震動は、基準地震動との応答 	<p>(1) 地震動設定の条件</p> <p>弾性設計用地震動と基準地震動との応答スペクトルの比率については、工学的判断として以下を考慮し0.5と設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 弾性設計用地震動と基準地震動との応答スペクトルの比率は、本試験研究用等原子炉施設の弾性限界と安全機能限界のそれぞれに対する入力荷重の比率に対応し、その値は0.5程度であること。 ② 弾性設計用地震動の応答スペクトルは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)における基準地震動S_1の応答スペクトルを下回らないこと。 	<p>1.4.3.2 動的地震力</p> <p>動的地震力は、Sクラスの施設に適用し、添付書類六「5.地震」に示す基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を入力として、動的解析により、水平2方向及び鉛直方向について適切に組合せて算定する。</p> <p>Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に2分の1を乗じた動的地震力を適用する。</p> <p>添付書類六「5.地震」に示す基準地震動は、「敷地ごと震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、解放基盤表面における水平成分及び鉛直成分の地震動としてそれぞれ策定する。</p> <p>弾性設計用地震動は、原子炉施設の安全機能限界と</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>スペクトルの比率が目安として0.5を下回らないような値で工学的判断に基づいて設定すること（「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針平成18年9月19日原子力安全委員会決定」における弾性設計用地震動 Sd の規定と同様）</p>		<p>弾性限界に対する入力荷重の比率が 0.5 程度であるという知見を踏まえ、また、弾性設計用地震動を原子炉建家設計時より保守的な設定とするため、応答スペクトルに基づく基準地震動 S_s-D に係数 0.5 を乗じた弾性設計用地震動 S_d-D が、設計時に用いた「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定）」に基づく基準地震動 S₁ の応答スペクトルを下回らないものとして、工学的判断により基準地震動に係数 0.5 を乗じて設定する。弾性設計用地震動による年超過確率は、10⁻³~10⁻⁴程度となる。弾性設計用地震動の応答スペクトルを第 1.4.3 図から第 1.4.5 図に、弾性設計用地震動の時刻歴波形を第 1.4.6 図から第 1.4.11 図に、弾性設計用地震動 S_d-D 及び基準地震動 S₁ の応答スペクトルの比較を第 1.4.12 図に、弾性設計用地震動と解放基盤表面における地震動の一樣ハザードスペクトルの比較を第 1.4.13 図及び第 1.4.14 図に示す。</p>
		<p>(2) 弾性設計用地震動 前項の条件で設定する弾性設計用地震動は、以下のとおりである。 最大加速度が S_d-D については水平方向 350cm/s² 及び鉛直方向 250cm/s²、S_d-1 については水平方向 NS: 486cm/s²、EW: 356cm/s² 及び鉛直方向 237cm/s²、S_d-2 については水平方向 NS: 417cm/s²、EW: 380cm/s²</p>	<p>第 1.4.6 図 弾性設計用地震動 S_d-D の時刻歴波形 第 1.4.7 図 弾性設計用地震動 S_d-1 の時刻歴波形 第 1.4.8 図 弾性設計用地震動 S_d-2 の時刻歴波形 第 1.4.9 図 弾性設計用地震動 S_d-3 の時刻歴波形 第 1.4.10 図 弾性設計用地震動 S_d-4 の時刻歴波形 第 1.4.11 図 弾性設計用地震動 S_d-5 の時刻歴波形 (図略)</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 4 条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>及び鉛直方向 218cm/s²、Sd-3 については水平方向 NS : 474cm/s²、EW : 425cm/s² 及び鉛直方向 272cm/s²、Sd-4 については水平方向 NS:370cm/s²、EW:315cm/s² 及び鉛直方向 202cm/s²、Sd-5 については水平方向 NS : 335cm/s²、EW : 257cm/s² 及び鉛直方向 201cm/s²</p>	
		<p>規制委員会は、申請者が、弾性限界と安全機能限界に対する入力荷重の比率を考慮していること及び基準地震動 S₁ の応答スペクトルを下回らないように考慮すること、これらの工学的判断に基づき、基準地震動との応答スペクトルの比率を 0.5 として弾性設計用地震動を設定する方針としていることから、これらの方針が実用炉解釈別記 2 に適合していることを確認した。</p>	
	<p>【地震ガイド：確認内容】</p> <p>5.1.1 基準地震動による地震力</p> <p>・基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組合せたものとして算定すること。なお、建物・構築物と地</p>	<p>3. 地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針</p> <p>(1) 地震応答解析による地震力</p> <p>実用炉解釈別記 2 は、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして、地震応答解析による地震力を算定することを要求している。</p> <p>申請者は、以下のとおり、地震応答解析による地震力を算定する方針としている。</p> <p>①耐震重要度 S クラスの施設の地震力の算定方針</p>	<p>1.4.3.2 動的地震力</p> <p>動的地震力は、S クラスの施設に適用し、添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を入力として、動的解析により、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組合せて算定する。</p> <p>B クラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に 2 分の 1 を乗じた動的地震力を適用する。</p> <p>添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>盤との相互作用、埋込み効果及び周辺地盤の非線形について必要に応じて考慮すること。</p> <p>5.1.2 弾性設計用地震動による地震力</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弾性設計用地震動による地震力は、弾性設計用地震動を用いて水平2方向及び鉛直方向について適切に組合せたものとして算定すること。なお、建物・構築物と地盤との相互作用、埋込み効果及び周辺地盤の非線形について必要に応じて考慮すること。 ・Bクラス施設について、「共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行うこと」の検 	<p>基準地震動及び弾性設計用地震動から定まる入力地震動を用いて、動的解析により、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて地震力を算定する。</p> <p>②耐震重要度Bクラスの施設の地震力の算定方針</p> <p>耐震重要度Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に2分の1を乗じた地震動（以下「共振影響検討用の地震動」という。）を用いることとし、水平2方向及び鉛直方向を適切に組み合わせて地震力を算定する。</p> <p>③入力地震動の設定方針</p> <p>建物・構築物の地震応答解析に用いる入力地震動は、解放基盤表面で定義された基準地震動及び弾性設計用地震動から地震波の伝播特性や地盤の非線形応答に関する動的変形特性等を考慮し、一次元波動論又は必要に応じて二次元有限要素法解析により定める。</p> <p>④地震応答解析方法</p> <p>建物・構築物の動的解析は、スペクトル・モーダル解析法又は時刻歴応答解析法を用いて行うものとする。解析に当たっては、建物・構築物の剛性は、それらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系に置換した解析モデルを基本とする。また、建</p>	<p>定せず策定する地震動」について、解放基盤表面における水平成分及び鉛直成分の地震動としてそれぞれ策定する。</p> <p style="text-align: center;">(略)</p> <p>(1)入力地震動</p> <p>解放基盤表面は、S波速度が0.7km/s以上となる深度G.L.-172.5mの位置に設定する。</p> <p>建物・構築物の地震応答解析に用いる入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動及び弾性設計用地震動の伝播特性や地盤の非線形応答に関する動的変形特性等を適切に考慮して1次元波動論又は必要に応じて2次元有限要素法解析により応答計算し算定する。</p> <p>(2)動的解析法</p> <p>a. 建物・構築物</p> <p>動的解析は、スペクトル・モーダル解析法又は時刻歴応答解析法を用いて行うものとする。</p> <p>建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性は、それらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系に置換した解析モデルを設定する。</p> <p>動的解析には、地盤-建家間の動的相互作用を考慮する。解析は、地盤-建家をスウェイロッキング</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。</p> <p>5.1.3 地震応答解析</p> <ul style="list-style-type: none"> ・対象とする施設の形状、構造特性等（建屋の床柔性、クレーン類の上下特性等）を考慮したモデル化すること。 ・地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、十分な調査に基づく適切な解析条件を設定すること。 ・建物・構築物の設置位置等で評価される入力地震動については、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて地 	<p>物・構築物の動的解析は、建物・構築物と地盤の動的相互作用を考慮し、スウェーロッキングモデルとする。</p> <p>機器・配管系のうち金属構造物（機器）については、その形状を考慮したモデル化を行い、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析法、時刻歴応答解析法等により応答を求め、金属構造物（配管系）については、熱的条件及び構造を考慮して分類し、それぞれ適切なモデルを作成し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析により応答を求める。また、黒鉛構造物（炉心を構成する黒鉛ブロック）は、地震時に相互に衝突を繰り返す非線形挙動を示すため、黒鉛ブロック群の振動解析法としては、ブロック間の衝突現象を考慮する方法を用いる。各黒鉛ブロックに作用する衝突力、ブロックの変位等は、時刻歴応答解析により求める。</p>	<p>モデルに置換して行う。</p> <p>弾性設計用地震動に対しては、弾性応答解析を行う。</p> <p>基準地震動に対しては、主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、規格・基準又は実験式等に基づき、該当する部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。</p> <p>また、施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための応答解析において、建物・構築物等の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。</p> <p>b. 機器・配管系</p> <p>(a) 金属構造物</p> <p>機器については、その形状を考慮したモデル化を行い、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析又は時刻歴応答解析等により応答を求める。</p> <p>配管系については、熱的条件及び構造を考慮して分類し、それぞれ適切なモデルを作成し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析により応答を求める。</p> <p>動的解析に用いる減衰定数は、「原子力発電所の耐震設計技術指針」（JEAG4601、同補）、振動実験、</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮すること。また、敷地における観測記録に基づくとともに、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、その妥当性が示されていること。</p> <p>【地震ガイド以外の視点】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建物・構築物、機器・配管系の地震応答解析に当たっては、既許可における解析手法、解析モデルから変更がある場合は、その妥当性を確認する。 ・特に、黒鉛建造物の地震応答解析は、発電用原子炉施設では使用実績のない「高温ガス炉炉心黒鉛建造物の構造設計指針」を使用 		<p>地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。</p> <p>なお、剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大床応答加速度の1.2倍の加速度を用いて地震力を算定する。</p> <p>(b) 黒鉛建造物</p> <p>炉心を構成する黒鉛ブロックは、地震時に相互に衝突を繰返す非線形振動挙動を示す。</p> <p>そのため、黒鉛ブロック群の振動解析法としては、ブロック間の衝突現象を考慮する方法を用いる。各黒鉛ブロックに作用する衝突力、ブロックの変位等は、時刻歴応答解析により求める。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	しているため、基準地震動が大きくなった場合の同指針の適用性を確認すること。		
		規制委員会は、申請者が、施設の構造特性、振動等の応答特性、施設と地盤との相互作用及び地盤の非線形性を適切に考慮し、水平2方向及び鉛直方向を適切に組み合わせ、地震応答解析による地震力を算定する方針としていることから、これらの方針が実用炉解釈別記2に適合していることを確認した。	
	<p>【地震ガイド：確認内容】</p> <p>5.2 静的地震力</p> <p>5.2.1 建物・構築物</p> <p>・水平地震力は、地震層せん断力係数に、次に示す施設の重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定すること。</p> <p>Sクラス：3.0</p> <p>Bクラス：1.5</p>	<p>(2) 静的地震力</p> <p>実用炉解釈別記2は、耐震重要度分類に応じて水平方向及び鉛直方向の静的地震力を算定することを要求している。</p> <p>申請者は、以下のとおり、静的地震力を算定する方針としている。</p> <p>①建物・構築物の水平地震力</p> <p>水平地震力については、地震層せん断力係数に、施設の重要度分類に応じた係数（Sクラスは3.0、Bクラスは1.5及びCクラスは1.0）を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定する。</p> <p>ここで、地震層せん断力係数は、標準せん断力係数</p>	<p>1.4.3.1 静的地震力</p> <p>静的地震力は、Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれの耐震重要度分類に応じて、次の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定する。</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、更に当該層以上の重量を乗じて算定する。</p> <p>Sクラス 3.0</p> <p>Bクラス 1.5</p> <p>Cクラス 1.0</p> <p>ここに、C_i は、標準せん断力係数 C_0 を0.2とし、建</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>Cクラス：1.0</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることを確認すること。 ・Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。 <p>5.2.2 機器・配管系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・各耐震クラスの地震力は、上記5.2.1に示す地震層せん断力係数に施設の重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び上記5.2.1の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めること。 ・水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方 	<p>を0.2とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。</p> <p>②建物・構築物の保有水平耐力 保有水平耐力については、必要保有水平耐力を上回るものとし、必要保有水平耐力の算定については、地震層せん断力係数に乘じる施設の耐震重要度分類に応じた係数を1.0とし、標準せん断力係数を1.0として算定する。</p> <p>③建物・構築物の鉛直地震力 鉛直地震力については、震度0.3を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>④機器・配管系の地震力 機器・配管系の地震力については、建物・構築物で算定した地震層せん断力係数に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、その水平震度と建物・構築物の鉛直震度をそれぞれ20%増しとして算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>⑤水平地震力と鉛直地震力の組合せ</p>	<p>物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値である。</p> <p>必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数C_iに乘じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、耐震重要度分類の各クラスともに1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数C_0は1.0とする。</p> <p>Sクラスの建物・構築物については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>(2) 機器・配管系 静的地震力は、上記(1)に示す地震層せん断力係数C_iに施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記(1)の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めるものとする。</p> <p>なお、Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	向の組合せで作用すること。	Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は、同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。	
		規制委員会は、申請者が、施設の振動特性等を考慮し、耐震重要度分類に応じて算定に用いる係数等の割増しをして求めた水平震度及び鉛直震度より静的地震力を算定する方針としていることから、実用炉解釈別記2に適合していることを確認した。	
	<p>【地震ガイド：確認内容】</p> <p>6. 荷重の組合せと許容限界</p> <p>6.1 建物・構築物</p> <p>6.1.1 Sクラスの建物・構築物</p> <p>(1) 基準地震動との組合せと許容限界</p> <p>・常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全</p>	<p>4. 荷重の組合せと許容限界の設定方針</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>実用炉解釈別記2は、建物・構築物についての荷重の組合せと許容限界の考え方に対し、以下を満たすことを要求している。</p> <p>① Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。</p> <p>② Sクラス、Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動（Bクラスは共振影響検討用の地震動、Cクラスは考慮せず。）による</p>	<p>1.4.4.1 耐震設計上考慮する状態</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>a. 運転時の状態原子炉施設が運転状態にあり、通常の自然条件下におかれている状態。 ただし、運転状態には、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。</p> <p>b. 設計基準事故時の状態 原子炉施設が設計基準事故時にある状態。</p> <p>c. 設計用自然条件 設計上基本的に考慮しなければならない自然条件。</p> <p>1.4.4.2 荷重の種類</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>a. 原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること</p> <p>(2) 弾性設計用地震動との組合せと許容限界</p> <p>・常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。</p> <p>6.1.2 Bクラスの建物・構築物</p> <p>・常時作用している荷重及び運転時に作用す</p>	<p>地震力又は静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。</p> <p>申請者は、以下のとおり、建物・構築物の荷重の組合せ及び許容限界を設定する方針としている。</p> <p>①荷重の組合せ</p> <p>Sクラスの建物・構築物について、基準地震動による地震力、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせる荷重は、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常気象条件による荷重）、運転時に作用する荷重（通常運転時に作用する荷重及び運転時の異常な過度変化時に生じる荷重）、設計基準事故時に生じる荷重（設計基準事故が発生し長期間継続する事象による荷重）及び設計用自然条件（風荷重、積雪荷重）とする。Bクラス及びCクラスの建物・構築物について、共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせる荷重は、常時作用している荷重、運転時に作用する荷重及び設計用自然条件（風荷重、積雪荷重）とする。</p> <p>なお、運転時及び設計基準事故時の荷重には、機器・配管から作用する荷重が含まれるものとし、地震力には、地震時土圧、機器・配管からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p>	<p>用している荷重、即ち固定荷重、積載荷重、土圧、水圧並びに通常気象条件による荷重</p> <p>b. 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>c. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>d. 地震力、風荷重、積雪荷重</p> <p>運転時及び設計基準事故時の荷重には、機器・配管から作用する荷重が含まれるものとし、地震力には、地震時土圧、機器・配管からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p> <p>1.4.4.3 荷重の組合せ</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>a. Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に対して、地震力と常時作用している荷重、運転時（通常運転時及び運転時の異常な過度変化時）に施設に作用する荷重とを組合せる。</p> <p>b. Sクラスの施設に対して、常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち、長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力とを組合せる。</p> <p>(3) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p>a. Sクラスの施設に作用する地震力のうち動的地震力については、水平2方向と鉛直方向の地震力を適切に組合せ算定するものとする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>る荷重と静的地震力を組合せに、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること</p> <p>6.1.3 Cクラスの建物・構築物</p> <p>・常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること</p>	<p>②許容限界</p> <p>Sクラスの建物・構築物について、基準地震動による地震力と他の荷重との組合せにおいては、構造物全体として変形能力が十分な余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を有することとする。なお、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大の荷重に対する耐力とし、既往の実験式に基づき適切に定めるものとする。</p> <p>Sクラス、Bクラス及びCクラスの建物・構築物について、弾性設計用地震動若しくは共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力と他の荷重との組合せにおいては、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p>	<p>b. 明らかに、他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合には、その荷重の組合せ状態での評価は行わなくてもよいものとする。</p> <p>c. 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかにならなければならないことが判明しているならば、必ずしも、それぞれの応力のピーク値を重ねなくともよいものとする。</p> <p>d. 上位の耐震クラスの施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を検討する場合においては、支持される施設の耐震クラスに応じた地震力と常時作用している荷重、運転時に施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組合せる。</p> <p>なお、対象となる建物・構築物及びその支持機能が維持されることを検討すべき地震動を第1.4.1表に示す。</p> <p>1.4.4.4 許容限界</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>a. Sクラスの建物・構築物</p> <p>(a) 弾性設計用地震動による地震力又は静的震度による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>(b) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>建物・構築物が構造物全体として、十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕をもたせることとする。</p> <p>なお、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、日本建築学会「建築耐震設計における保有耐力と変形性能」実験式(5)等に基づき適切に定めるものとする。</p> <p>b. B、Cクラスの建物・構築物</p> <p>安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>c. 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物</p> <p>上記の「a. Sクラスの建物・構築物、(b) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界」を適用するほか、耐震クラスの異なる施設が、それを支持する建物・構築物の変形等に対して、その機能が損なわれないものとする。</p> <p>d. 建物・構築物の保有水平耐力</p> <p>建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が、必要保有水平耐力に対して、妥当な安全余裕をもたせることとする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>規制委員会は、申請者が、荷重の組合せについて、以下の方針としていることから、実用炉解釈別記2に適合していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 耐震重要度分類に応じて常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重を地震力と適切に組み合わせる方針とする。 ② 荷重の組合せに対する許容限界は、基準地震動による地震力との組合せの場合は、構造物全体として十分な変形能力の余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を有する方針とする。 ③ 荷重の組合せに対する許容限界は、その他の地震力との組合せの場合は、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする方針とする。 	
		<p>(2) 機器・配管系</p> <p>実用炉許可基準規則解釈別記2は、機器・配管系について、荷重の組合せと許容限界の考え方に対し、以下を満たすことを要求している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① Sクラスの機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力とを組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。組合せ荷重により塑性ひずみが 	<p>1.4.4.1 耐震設計上考慮する状態</p> <p>(2) 機器・配管系</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 通常運転時の状態 原子炉施設の起動、停止、出力運転、燃料交換等が計画的又は頻繁に行われた場合、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態。 b. 運転時の異常な過渡変化時の状態 通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって、破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。</p> <p>②Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と弾性設計用地震動（Bクラスは共振影響検討用の地震動、Cクラスは考慮せず。）による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。</p> <p>③運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる荷重については、次の荷重を考慮すること。</p> <p>a. 地震によって引き起こされるおそれのある事象により生じる荷重</p> <p>b. 地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、事故が発生した場合、長時間継続する荷重</p>	<p>作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。</p> <p>c. 設計基準事故時の状態発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。</p> <p>1.4.4.2 荷重の種類</p> <p>(2) 機器・配管系</p> <p>a. 通常運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>b. 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>c. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>d. 地震力</p>
	<p>【地震ガイド：確認内容】</p> <p>6.2 機器・配管系</p> <p>6.2.1 Sクラスの機</p>	<p>申請者は、以下のとおり、機器・配管系の荷重の組合せ及び許容限界を設定する方針としている。</p> <p>①荷重の組合せ</p>	<p>1.4.4.3 荷重の組合せ</p> <p>(2) 機器・配管系</p> <p>a. Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に対して、地震力と、通常運転時又は運転時の異常な過渡変</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>器・配管系</p> <p>(1) 基準地震動との組合せと許容限界</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組合せた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。 ・ 上記により求まる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微少なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼすことがないこと ・ 動的機能等については、基準地震動による応答に対して、その設 	<p>Sクラスの機器・配管系について、基準地震動による地震力、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に作用する荷重、設計基準事故時に作用する荷重とする。</p> <p>Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、通常運転時に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時に作用する荷重とする。</p> <p>なお、運転時の異常は過渡変化時及び設計基準事故時に作用する荷重は、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象によって作用する荷重でその作用が長時間続く荷重とする。</p>	<p>化時の状態で作用する荷重とを組合せる。</p> <p>b. Sクラスの施設に対して、地震力と運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち、地震によって起こされるおそれのある事象によって作用する荷重とを組合せる。</p> <p>c. Sクラスの施設に対して、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち、地震によって起こされるおそれのない事象によって作用する荷重で、その作用が長時間続く場合には、その荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力とを組合せる。なお、地震によって起こされるおそれがなく、かつ、その事象によって作用する荷重が短時間で終結する場合には、地震力と組合せない。</p> <p>(3) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p>a. Sクラスの施設に作用する地震力のうち動的地震力については、水平2方向と鉛直方向の地震力を適切に組合せ算定するものとする。</p> <p>b. 明らかに、他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合には、その荷重の組合せ状態での評価は行わなくてもよいものとする。</p> <p>c. 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかにならずれがあることが判明しているならば、必ずしも、</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>備に要求される機能を保持すること。</p> <p>具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること</p>		<p>それぞれの応力のピーク値を重ねなくともよいものとする。</p> <p>d. 上位の耐震クラスの施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を検討する場合においては、支持される施設の耐震クラスに応じた地震力と常時作用している荷重、運転時に施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組合せる。</p> <p>なお、対象となる建物・構築物及びその支持機能が維持されることを検討すべき地震動を第1.4.1表に示す。</p>
	<p>(2)弾性設計用地震動との組合せと許容限界</p> <p>・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組合せた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。</p> <p>6.2.2 Bクラスの機器・配管系</p>	<p>②許容限界</p> <p>Sクラスの機器・配管系について、基準地震動による地震力と他の荷重との組合せに対して、金属構造物は、構造物の相当部分が降伏し、塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じず、その施設の機能に影響を及ぼすことがない程度の応力を許容限界とする。弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力と他の荷重との組合せに対しては、降伏応力又はこれと同等の応力を許容限界とする。地震時に動作を要求される動的機器については、解析又は実験等により確認されている機能維持加速度を許容限界とする。</p> <p>また、金属構造物のうち高温に達するものは「高温ガス炉第1種機器の高温構造設計指針」（以下「高温構造設計指針」という。）、炉心支持黒鉛構造物（炉心支持機能を有するサポートポスト）は「高温ガス炉炉</p>	<p>1.4.4.4 許容限界</p> <p>(2) 機器・配管系</p> <p>a. Sクラスの機器・配管系</p> <p>(a) 弾性設計用地震動による地震力又は静的震度による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>金属構造物については、JEAG その他の安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、降伏応力又はこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とする。金属構造物のうち高温に達するものについては、「高温ガス炉第1種機器の高温構造設計指針」による許容応力を許容限界とする。</p> <p>炉心支持黒鉛構造物については、引張強さ及び圧縮強さを基準にし、「高温ガス炉炉心支持黒鉛構造物の構造設計指針」による許容応力を許容限界とする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること</p> <p>6.2.3 Cクラスの機器・配管系</p> <p>・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること</p> <p>【地震ガイド以外の視点】</p> <p>・基準地震動による地震力を想定した場合の応答変位に対して、制御棒の挿入性が阻害</p>	<p>心支持黒鉛構造物の構造設計指針」(以下、「黒鉛構造設計指針」という。)による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、弾性設計用地震動若しくは共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力と他の荷重との組合せに対しては、金属構造物は、降伏応力又はこれと同等の応力を許容限界とする。</p> <p>炉心構成要素(燃料体、制御棒案内ブロック及び可動反射ブロック)について、地震時に作用する荷重に対して、崩壊熱除去が可能な形状が維持されること、及び過大な変形や破損が生じることにより、制御棒の挿入が阻害されないことを確認するため、黒鉛構造設計指針による許容応力を許容限界とする。</p>	<p>なお、対象はサポートポストの炉心支持機能とする。</p> <p>(b) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>金属構造物については、JEAG その他の安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、構造物の相当部分が降伏し、塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じず、その施設の機能に影響を及ぼすことがない程度に応力を制限する値を許容限界とする。金属構造物のうち高温に達するものについては、「高温ガス炉第1種機器の高温構造設計指針」による許容応力を許容限界とする。</p> <p>炉心支持黒鉛構造物については、引張強さ及び圧縮強さを基準にし、「高温ガス炉炉心支持黒鉛構造物の構造設計指針」による許容応力を許容限界とする。</p> <p>なお、対象はサポートポストの炉心支持機能とする。</p> <p>b. B、Cクラスの機器・配管系</p> <p>JEAG その他の安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、降伏応力又はこれと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。</p> <p>c. 炉心構成要素(燃料体、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック)</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>されないことを確認する。</p> <p>・炉心支持構造物、炉心構成要素である黒鉛構造物の耐震設計に当たっては、「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」による許容応力を許容限界としていることを確認する。</p>		<p>炉心構成要素については、地震時に作用する荷重に対して、崩壊熱除去可能な形状が阻害されないこと、及び過大な変形や破損を生じることにより、制御棒の挿入が阻害されないことを確認するため、「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」による許容応力を許容限界とする。</p> <p>d. 動的機器</p> <p>地震時に動作を要求される動的機器については、解析により確認されている機能確認済加速度等を許容限界とする。</p>
		<p>規制委員会は、申請者が、荷重の組合せについて、以下の方針としていることから、実用炉解釈別記2に適合していることを確認した。</p> <p>① 耐震重要度分類に応じて運転状態の荷重等を地震力と適切に組み合わせる方針とする。</p> <p>② 荷重の組合せに対する許容限界について、基準地震動による地震力との組合せの場合は、金属構造物は、構造物の相当部分が降伏し塑性変形する場合でも、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力を制限する方針とし、金属構造物のうち高温に達するもの及び炉心支持黒鉛構造物は、それぞれ高温構造設計指針及び黒鉛構造設計指針に基づく許容限界とする方</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>針とする。</p> <p>③ 荷重の組合せに対する許容限界について、その他の地震力との組合せの場合は、金属構造物は降伏応力又はこれと同等の応力を許容限界とする方針とする。</p> <p>④ 炉心構成要素は、地震時に作用する荷重に対して、崩壊熱除去が可能な形状が維持され、過大な変形や破損により制御棒の挿入が阻害されないよう、黒鉛構造設計指針に基づく許容限界とする方針とする。</p>	
	<p>【地震ガイド：確認内容】</p> <p>7. 設計における留意事項</p> <p>波及的影響に係る設計方針が下記を踏まえ妥当であることを確認する。</p> <p>7.1 波及的影響</p> <p>耐震重要施設が、下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわ</p>	<p>5. 波及的影響に係る設計方針</p> <p>実用炉解釈別記2は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、耐震重要施設の安全機能を損なわないように設計することを要求している。</p> <p>申請者は、以下のとおり、波及的影響の評価に係る事象選定及び影響評価を行う方針としている。</p> <p>(1) 敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、以下に示す4つの影響について、波及的影響の評価に係る事象選定を行う。</p> <p>① 設置地盤、地震応答性状の相違等に起因する相対変位及び不等沈下による影響</p> <p>② 耐震重要施設と下位クラス施設との接続部及</p>	<p>1.4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>(9) 耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわない設計とする。また、間接支持構造物及び相互影響を考慮すべき設備に対しては、基準地震動を用いて以下に示す影響を確認し、耐震重要施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>a. 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響</p> <p>b. 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部及び支持部における相互影響</p> <p>c. 建家内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>d. 建</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>ないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示すとともに、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用すること。</p> <p>少なくとも、次に示す事項について、耐震重要施設の安全機能への影響が無いことを確認すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設置地盤、地震応答性状の相違等に起因する相対変位、不等沈下による影響 ・耐震重要施設と下位クラスの施設との接続部における相互影響 ・建屋内における下位クラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震 	<p>び支持部における相互影響</p> <p>③ 建家内における下位クラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>④ 建家外における下位クラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>(2) 各影響を考慮して選定した事象に対して波及的影響の評価を行い、波及的影響を考慮すべき施設を摘出する。</p> <p>(3) 間接支持構造物及び相互影響を考慮すべき設備に対しては、基準地震動を用いて以下に示す影響を確認し、耐震重要施設の安全機能を損なわないように設計する。</p> <p>① (1)①の影響について、耐震重要施設は原子炉建家内に設置し、相対変位及び不等沈下による影響を受けない設計とする。</p> <p>② (1)②の影響について、耐震重要施設の隔離弁に下位クラスの配管が接続されている場合は、基準地震動による地震力に対して隔離弁の機能が損なわれない設計とする。</p> <p>③ (1)③及び④の影響について、評価対象施設に対して、隔離位置確認、耐震解析又は衝突解析により、評価対象施設がSクラス施設の安全機能を損なわないことを確認する。その際、評価対象施設として抽出した確認すべき施設は、以下の6施設である。</p>	<p>家外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>b. については、耐震重要施設の隔離弁に下位クラスの配管が接続されている場合は、基準地震動に対して隔離弁の機能が損なわれない設計とする。</p> <p>c. 及び d. については、原子炉建家屋根トラス、原子炉格納容器、原子炉建家天井クレーン、排気筒、燃料交換機及び制御棒交換機を評価対象施設として、離隔位置確認、耐震解析又は衝突解析により、評価対象施設がSクラス施設の安全機能を損なわないことを確認する。離隔位置確認では、Sクラス施設と評価対象施設の設置位置を考慮し、評価対象施設の損傷が発生しても、Sクラス施設の安全機能が損なわれないことを確認する。耐震解析では、評価対象施設がSクラス施設に影響を及ぼさないことを確認する。耐震解析により評価対象施設が影響を及ぼす可能性がある場合は、評価対象施設とSクラス施設等の相互影響を衝突解析で評価し、Sクラス施設の安全機能が損なわれないことを確認する。耐震解析に関しては、実挙動を評価するために実挙動評価又は保守性が高い簡易評価でも評価する。</p> <p>【まとめ資料】</p> <p>(1) 波及的影響の評価対象の考え方</p> <p>第127.1図及び第127.2図に耐震重要施設まわりの概</p>

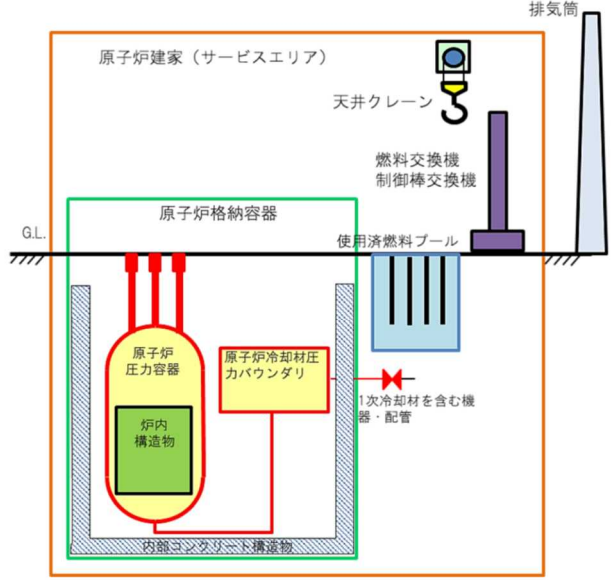
最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 4 条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>重要施設への影響 ・建屋外における下位クラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響</p>	<p>a. 原子炉建家屋根トラス b. 原子炉格納容器 c. 原子炉建家天井クレーン d. 排気筒 e. 燃料交換機 f. 制御棒交換機</p>	<p>要図を示す。耐震重要施設は赤色で示した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に接続する 1 次冷却材を含む機器・配管系及び使用済燃料貯蔵プールである。耐震重要施設に影響を与えるおそれのある設備は以下のとおり。</p> <p>①原子炉建家屋根トラス ②天井クレーン ③原子炉格納容器 ④排気筒 ⑤燃料交換機 ⑥制御棒交換機 ⑦原子炉建家 ⑧内部コンクリート構造物</p> <p>上記の施設のうち、⑦及び⑧は、耐震重要施設の間接支持構造物として基準地震動 S_s による評価を行うため、波及的影響の評価対象から除く。したがって、波及的影響の評価対象は①～⑥である。</p> <p>(2) 下位クラスとの接続について</p> <p>第 127.3 図に原子炉格納容器を貫通する S クラス配管と下位クラス配管との接続部の概要図を示す。原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する 1 次冷却材を含む機器・配管系は、B クラスの原子炉格納容器及び配管に接続する。原子炉格納容器は胴部及び S クラス配管との貫通部を基準地震動により評価し、S クラスの安全機能を損なわない設計とする。S クラス配管と B クラス配</p>

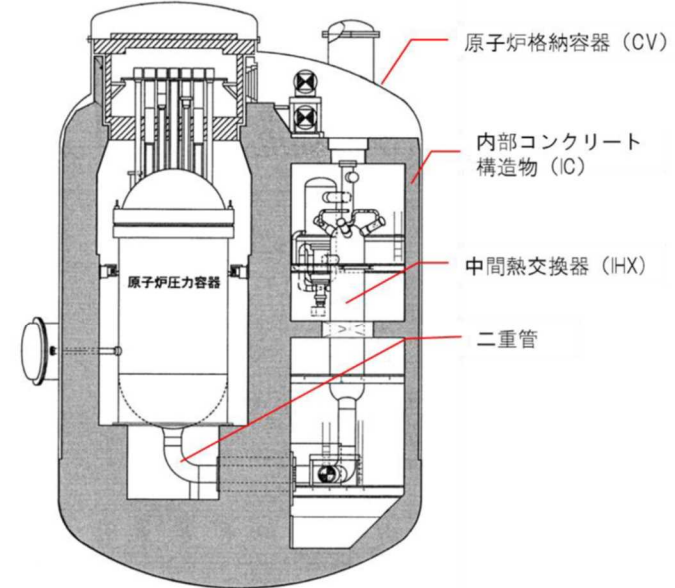
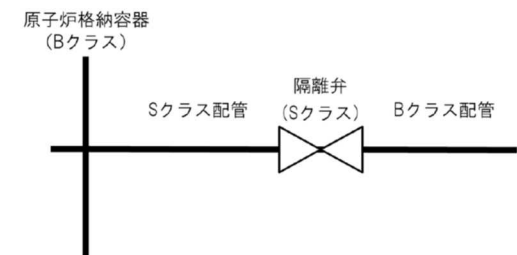
最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 4 条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>管は、隔離弁で接続しており、S クラス配管及び隔離弁を基準地震動により評価し、S クラスの安全機能を損なわない設計とする。また、隔離弁は完全固定（3方向並進固定、3方向回転固定）のサポートにて支持されており、B クラス配管の損傷を想定しても、隔離弁が健全であるため、S クラスの安全機能を損なわない。</p> <p>第 127.4 図に原子炉格納容器を貫通する B クラス配管の概要図を示す。原子炉格納容器を B クラス配管が貫通する場合、原子炉格納容器の配管貫通部、B クラス配管及び隔離弁に対して 1/2Sd を用いて評価する。</p> <div style="text-align: center;">  <p style="font-size: small;">赤：閉じ込め機能の範囲</p> </div> <p style="text-align: center; font-size: small;">第 127.1 図 耐震重要施設まわりの概要図(1/2)</p>

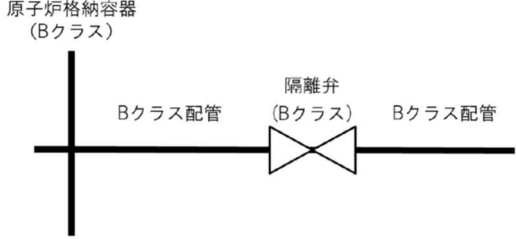
最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<div style="text-align: center;">  <p style="text-align: right;">原子炉格納容器 (CV) 内部コンクリート構造物 (IC) 中間熱交換器 (IHX) 二重管</p> </div> <p style="text-align: center;">第 127.2 図 耐震重要施設まわりの概要図(2/2)</p> <div style="text-align: center;">  <p style="text-align: center;">原子炉格納容器 (Bクラス) Sクラス配管 隔離弁 (Sクラス) Bクラス配管</p> </div> <p style="text-align: center;">第 127.3 図 原子炉格納容器を貫通する S クラス配管と下位クラス配管との接続部の概要図</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<div style="text-align: center;">  <p>原子炉格納容器 (Bクラス)</p> <p>Bクラス配管 隔離弁 (Bクラス) Bクラス配管</p> </div> <p style="text-align: center;">第 127.4 図 原子炉格納容器を貫通する B クラス配管の概要図</p>
		<p>規制委員会は、申請者が、波及的影響の評価に係る事象選定及び影響評価について、以下のとおりの方針としていることから、これらの方針が実用炉解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。</p> <p>(1) 波及的影響の評価に係る事象選定については、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて波及的影響の評価に係る事象選定を行う方針としていること。</p> <p>(2) 耐震重要施設の隔離弁に下位クラスの配管が接続されている場合は、基準地震動による地震力に対して隔離弁の機能が損なわれない設計としていること。</p> <p>(3) 影響評価については、選定された事象による波及的影響を評価した上で影響を考慮すべき評価対象施設を摘出する方針とし、原子炉建家屋根トラス、原子炉格納容器、原子炉建家天井クレーン、排気筒、燃料交換機及び制御棒交換機の 6 施設を評価対象施設として選定し、波及的影響を確認するとしていること。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第4条 地震による損傷の防止

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第5条 津波による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>Ⅲ-3 津波による損傷の防止（第5条関係）</p> <p>第5条の規定は、試験研究用等原子炉施設について、その供用中に当該試験研究用等原子炉施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とすることを要求している。</p> <p>また、許可基準規則解釈では、当該試験研究用等原子炉施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波の策定については、実用炉解釈に基づく基準津波の策定によることとしており、実用炉解釈別記3では、基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求している。また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定することを要求している。</p> <p>申請者は、本試験研究用等原子炉施設は標高（T.P.）36m に設置されており、敷地前面には標高（T.P.）30m 以上の段丘崖が分布していること、また、当該施設は取水設備を設置していないことを踏まえ、標高（T.P.）30m への津波の遡上の可能性 について検討するという方針に基づき、評価を行っている。</p> <p>このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第5条 津波による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>1. 地震に伴う津波</p> <p>2. 地震以外の要因による津波</p> <p>3. 地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せ</p> <p>4. 施設への津波の遡上評価</p> <p>規制委員会は、申請者が実施した津波評価の内容について審査した結果、本申請における本試験研究用等原子炉施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波は、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによる津波を複数選定し、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して数値解析を実施し、適切に策定されていることから、実用炉解釈別記3に適合しており、当該施設への津波の遡上評価の結果、津波による遡上波は、当該施設が設置される位置を踏まえれば到達するおそれがなく、当該施設の安全機能が損なわれるおそれがないことを確認した。</p> <p>各項目についての審査内容は以下のとおり。</p> <p>※津波の遡上評価の結果、原子炉施設に津波が到達しない結果であったことから、耐津波設計を要しない結論のみ記載する。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第5条 津波による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>第5条 試験研究用等原子炉施設は、その供用中に当該試験研究用等原子炉施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 Sクラスに属する施設を有する試験研究用等原子炉施設にあっては、第5条の「大きな影響を及ぼすおそれがある津波」は、実用炉設置許可基準解釈第5条1及び2により策定すること。</p> <p>2 Sクラスに属する施設を有しない試験研究用等原子炉施設にあっては、敷地及び</p>	<p>津波によって安全機能が損なわれないことの審査に当たっては、許可基準規則及びその解釈の趣旨を踏まえ、原子力発電所の安全審査ガイドである「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」（以下「津波ガイド」という。）を活用する。</p> <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>4. 津波防護方針</p> <p>4.1 敷地の特性に応じた津波防護の基本方針</p> <p>(1)敷地の特性（敷地の地形、敷地周辺の津波の遡上、浸水状況等）に応じた基本方針を確認する。</p> <p>(2)敷地の特性に応じた津波防護の概要（外殻防護の位置及び浸水想定範囲の設定、並びに内郭防護の位置及び浸水防護重点化範囲の設定等）を</p>	<p>4. 施設への津波の遡上評価</p> <p>申請者は、施設への津波の遡上評価を以下のとおりとしている。</p> <p>(1)津波に伴う水位変動の評価は、敷地前面海岸を評価範囲とし、範囲内の最大値を評価に用いた。当該試験研究用等原子炉施設に最も大きな影響を及ぼすおそれがある津波波源である茨城県沖から房総沖に想定する津波波源（大すべり域・超大すべり域を波源モデルの基準位置から南へ10km移動、同時破壊、立ち上がり時間30秒）による遡上検討位置での津波高さに、潮位のばらつき、高潮及び断層の破壊伝播現象が水位上昇側に与える影響を考慮しても、評価範囲での最大の津波高さは標高（T.P.）17.8mであり、津波は標高（T.P.）30mに到達しないことを確認した。</p> <p>(2)また、本試験研究用等原子炉施設に最も大きな影響を及ぼすおそれがある津波による津波高さが過去に敷地に襲来した津波及び茨城県（2012）による評価を上回ることを確認した。</p> <p>(3)以上のことから、津波により本試験研究用等原子炉施設の安全機能が損なわれるおそれがないと評価した。</p>	<p>1.5 耐津波設計</p> <p>原子炉施設は、標高約36.5mの台地上に設置しており、添付書類六で示した津波による遡上を考慮しても、原子炉施設に津波は到達しない。したがって、津波により原子炉施設の安全性が損なわれることはなく、津波を設計上考慮しない。</p> <p>2.4 全体配置</p> <p>原子炉施設の全体配置を第2.4.1図に示す。敷地は、津波等の影響のないT.P.+約36.5mに造成し、主要施設を設置する。原子炉建家は、台地状敷地のほぼ中央に設置し、排気筒は敷地境界より離して設置する。</p> <p>第5条 適合のための設計方針</p> <p>津波による影響については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から適切な波源を想定し、津波の遡上による敷地への影響を確認する。また、津波発生の要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊等地震以外の要因も検討し、不確かさを考慮した数値解析により評価を実施する。</p> <p>原子炉施設は、標高約36.5mの台地上に設置しており、添付書類六で示した津波による遡上を考慮しても、原子炉施設に津波は到達しない。したがって、津波によ</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第5条 津波による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>その周辺における過去の記録、現地調査の結果、行政機関により評価された津波及び最新の科学的・技術的知見を踏まえた影響が最も大きい津波とする。</p>	<p>確認する。</p>		<p>り原子炉施設の安全性が損なわれることはなく、津波を設計上考慮しない。</p>
		<p>規制委員会は、本申請における本試験研究用等原子炉施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波は、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せについて検討した上で、本試験研究用等原子炉施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波を複数選定し、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して数値解析を行い、適切に策定されていることから、実用炉解釈別記3に適合しており、当該施設への津波の遡上評価の結果、津波による遡上波は当該施設が設置される位置を踏まえれば到達するおそれがなく、当該施設の安全機能が損なわれるおそれがないことを確認した。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【設計方針】 外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>第6条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>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>【解釈】</p> <p>1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわ</p>		<p>Ⅲ－4 外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）</p> <p>第6条の規定は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。以下本節において同じ。）及び人為事象（故意によるものを除く。以下本節において同じ。）により、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計すること等を要求している。</p> <p>このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。</p> <p>Ⅲ－4. 1 外部事象の抽出</p> <p>1. 自然現象の抽出</p> <p>2. 人為事象の抽出</p> <p>Ⅲ－4. 2 外部事象に対する設計方針</p> <p>Ⅲ－4. 2. 1 竜巻に対する設計方針</p> <p>Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針</p> <p>Ⅲ－4. 2. 3 外部火災に対する設計方針</p> <p>Ⅲ－4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針</p> <p>Ⅲ－4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針</p> <p>Ⅲ－4. 3 自然現象の組合せ</p> <p>Ⅲ－4. 4 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対する重要安全施設への考慮</p> <p>規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【設計方針】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>ないために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組合せに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として試験研究用等原子炉施設で生じ得る環</p>	<p>・自然現象に関する国内外の知見を広く収集して事象の選定をこなっていることを確認する。</p> <p>例：洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等</p> <p>（参考） 審査においては、自然現象等の抽出過程については、以下の点に留意。</p> <p>・恣意的でないこと 国内外の基準等を参照しているか</p>	<p>本申請の内容を確認した結果、許可基準規則に適合するものと判断した。</p> <p>各項目についての審査内容は以下のとおり。</p> <p>Ⅲ－4. 1 外部事象の抽出</p> <p>安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る外部事象として、自然現象及び人為事象を抽出する必要がある。</p> <p>1. 自然現象の抽出</p> <p>自然現象に対する設計方針を検討するためには、自然災害や自然現象の知見・情報を収集した上で、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の自然環境を踏まえ、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象を抽出する必要がある。</p> <p>申請者は、許可基準規則の他、海外の選定基準を考慮して自然現象を抽出しており、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に比較検討を行っている。その結果、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象として、風（台風）、洪水・降水、積雪、凍結、落雷、火山の影響、生物学的事象、竜巻、森林火災及び地滑りの10事象を抽出している。</p> <p>規制委員会は、申請者による自然現象の抽出が、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然</p>	<p>【本文】</p> <p>a. （外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>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。</p> <p>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。…</p> <p>…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</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【設計方針】 外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。</p> <p>4 第2項に規定する「重要安全施設」については、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成3年7月18日原子力安全委員会決定）の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」の「4. (1)自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。水冷却型研究炉以外の炉型についても、これを参考とすること。</p> <p>5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応し</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・網羅的であること ・基準解釈で例示されているものを含む自然現象が抽出における検討対象とされていること ・設計上検討が必要な自然現象が絞り込まれていること（敷地周辺の環境等を考慮しているか） 	<p>現象を抽出していること、その抽出した自然現象は許可基準規則解釈に具体的に例示した自然現象を踏まえたものであることから、その抽出の考え方に合理性があることを確認した。</p>	<p>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。</p> <p>【添付八】</p> <p>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。</p> <p>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。…</p> <p>【まとめ資料】</p> <p>参考資料1</p> <p>自然現象及び人為事象の選定に係る IAEA 基準との比較</p> <p>設置許可基準規則の解釈に示される自然現象及び人為事象が例示であることを踏まえて、選定した自然現象及び人為事象が設計基準として想定するものとして妥当であるかを検討した。検討に当たっては、IAEA 基準との比較を行うこととし、IAEA が研究炉に対して発行した安全基準「Safety Requirements (No. NS-R-4)」の</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【設計方針】 外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料																																																			
<p>て、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果、最新知見等を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。</p> <p>6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮し</p>			<p>「5. SITE EVALUATION」及び「Appendix, SELECTED POSTULATED INITIATING EVENTS FOR RESEARCH REACTORS」を参考とした。</p> <p>HTTR 原子炉施設で想定した事象及び IAEA の安全基準との比較検討結果を次に示す。検討結果より、選定した事象については妥当であると判断している。</p> <p>外部事象（自然現象）</p> <table border="1" data-bbox="1451 603 2143 1246"> <thead> <tr> <th>IAEA 安全基準</th> <th>HTTR</th> <th>検討結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>気象現象（風）</td> <td>○</td> <td>風（台風）を評価対象としている。</td> </tr> <tr> <td>気象現象（降水）</td> <td>○</td> <td>降水を評価対象としている。</td> </tr> <tr> <td>気象現象（積雪）</td> <td>○</td> <td>積雪を評価対象としている。</td> </tr> <tr> <td>気象現象（高温）</td> <td>—</td> <td>外気温度上昇により安全性が損なわれることはないこと、また外気温度は時間をかけて徐々に上昇するものであり、時間的余裕があることから追加考慮は不要と判断。</td> </tr> <tr> <td>気象現象（低温）</td> <td>—</td> <td>凍結の評価に包含されるため追加考慮は不要と判断。</td> </tr> <tr> <td>気象現象（高潮）</td> <td>—</td> <td>海水の取水を行っていないため追加考慮は不要と判断。</td> </tr> <tr> <td>竜巻</td> <td>○</td> <td>竜巻を評価対象としている。</td> </tr> <tr> <td>熱帯低気圧（台風）</td> <td>○</td> <td>風（台風）を評価対象としている。</td> </tr> <tr> <td>洪水</td> <td>○</td> <td>洪水を評価対象としている。</td> </tr> <tr> <td>傾斜不安定性（地滑り）</td> <td>○</td> <td>地滑りを評価対象としている。</td> </tr> <tr> <td>傾斜不安定性（岩崩れ）</td> <td>—</td> <td>添付書類六の3.地盤（周辺斜面の安定性）の影響評価に包含されるため追加考慮は不要と判断。</td> </tr> <tr> <td>傾斜不安定性（雪崩）</td> <td>—</td> <td>原子炉施設周辺の地形から雪崩が発生することはない追加考慮は不要と判断。</td> </tr> <tr> <td>液状化</td> <td>—</td> <td>添付書類六の3.地盤（液状化に対する安全性）の影響評価に包含されるため追加考慮は不要と判断。</td> </tr> <tr> <td>火山</td> <td>○</td> <td>火山を評価対象としている。</td> </tr> <tr> <td>落雷</td> <td>○</td> <td>落雷を評価対象としている。</td> </tr> <tr> <td>砂嵐</td> <td>—</td> <td>原子炉施設の周辺に砂嵐は発生しない。</td> </tr> </tbody> </table>	IAEA 安全基準	HTTR	検討結果	気象現象（風）	○	風（台風）を評価対象としている。	気象現象（降水）	○	降水を評価対象としている。	気象現象（積雪）	○	積雪を評価対象としている。	気象現象（高温）	—	外気温度上昇により安全性が損なわれることはないこと、また外気温度は時間をかけて徐々に上昇するものであり、時間的余裕があることから追加考慮は不要と判断。	気象現象（低温）	—	凍結の評価に包含されるため追加考慮は不要と判断。	気象現象（高潮）	—	海水の取水を行っていないため追加考慮は不要と判断。	竜巻	○	竜巻を評価対象としている。	熱帯低気圧（台風）	○	風（台風）を評価対象としている。	洪水	○	洪水を評価対象としている。	傾斜不安定性（地滑り）	○	地滑りを評価対象としている。	傾斜不安定性（岩崩れ）	—	添付書類六の3.地盤（周辺斜面の安定性）の影響評価に包含されるため追加考慮は不要と判断。	傾斜不安定性（雪崩）	—	原子炉施設周辺の地形から雪崩が発生することはない追加考慮は不要と判断。	液状化	—	添付書類六の3.地盤（液状化に対する安全性）の影響評価に包含されるため追加考慮は不要と判断。	火山	○	火山を評価対象としている。	落雷	○	落雷を評価対象としている。	砂嵐	—	原子炉施設の周辺に砂嵐は発生しない。
IAEA 安全基準	HTTR	検討結果																																																				
気象現象（風）	○	風（台風）を評価対象としている。																																																				
気象現象（降水）	○	降水を評価対象としている。																																																				
気象現象（積雪）	○	積雪を評価対象としている。																																																				
気象現象（高温）	—	外気温度上昇により安全性が損なわれることはないこと、また外気温度は時間をかけて徐々に上昇するものであり、時間的余裕があることから追加考慮は不要と判断。																																																				
気象現象（低温）	—	凍結の評価に包含されるため追加考慮は不要と判断。																																																				
気象現象（高潮）	—	海水の取水を行っていないため追加考慮は不要と判断。																																																				
竜巻	○	竜巻を評価対象としている。																																																				
熱帯低気圧（台風）	○	風（台風）を評価対象としている。																																																				
洪水	○	洪水を評価対象としている。																																																				
傾斜不安定性（地滑り）	○	地滑りを評価対象としている。																																																				
傾斜不安定性（岩崩れ）	—	添付書類六の3.地盤（周辺斜面の安定性）の影響評価に包含されるため追加考慮は不要と判断。																																																				
傾斜不安定性（雪崩）	—	原子炉施設周辺の地形から雪崩が発生することはない追加考慮は不要と判断。																																																				
液状化	—	添付書類六の3.地盤（液状化に対する安全性）の影響評価に包含されるため追加考慮は不要と判断。																																																				
火山	○	火山を評価対象としている。																																																				
落雷	○	落雷を評価対象としている。																																																				
砂嵐	—	原子炉施設の周辺に砂嵐は発生しない。																																																				

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【設計方針】 外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料												
<p>て適切に組み合わせた場合をいう。</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設、設備等への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、</p>	<p>・人為事象に関する知見・情報を広く収集した上で、敷地及び敷地周辺の状況を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象を抽出していることを確認する。</p> <p>・人為事象に関する国内外の基準類や文献等を基に網羅的に収集され、設計上考慮すべき人為事象が科学的、合理的に抽出されていることを確認する。</p> <p>例：飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火</p>	<p>2. 人為事象の抽出</p> <p>人為事象に対する設計方針を検討するためには、人為事象に関する知見・情報を収集した上で、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の状況を踏まえ、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象を抽出する必要がある。</p> <p>申請者は、許可基準規則の他、海外の選定基準を考慮して人為事象を抽出しており、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の状況を基に比較検討を行っている。その結果、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象として、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、船舶の衝突及び電磁的障害の7事象を抽出している。</p>	<table border="1" data-bbox="1458 220 2136 427"> <tr> <td></td> <td></td> <td>なお、関東ローム等による砂塵については、空調器の外気取入口に設置されたフィルタにより大部分を捕集可能であること、フィルタは容易に清掃又は取替が可能であることから追加考慮は不要と判断。</td> </tr> <tr> <td>ひょう</td> <td>—</td> <td>ひょうの衝撃により安全機能に影響を及ぼす可能性は低いことから追加考慮は不要と判断。</td> </tr> <tr> <td>地表下の凍結</td> <td>○</td> <td>凍結を評価対象としている。</td> </tr> <tr> <td>生物学的影響</td> <td>○</td> <td>生物学的影響を評価対象としている。</td> </tr> </table> <p>【本文】</p> <p>a. (外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>…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。</p> <p>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。</p> <p>【添付八】</p> <p>…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</p>			なお、関東ローム等による砂塵については、空調器の外気取入口に設置されたフィルタにより大部分を捕集可能であること、フィルタは容易に清掃又は取替が可能であることから追加考慮は不要と判断。	ひょう	—	ひょうの衝撃により安全機能に影響を及ぼす可能性は低いことから追加考慮は不要と判断。	地表下の凍結	○	凍結を評価対象としている。	生物学的影響	○	生物学的影響を評価対象としている。
		なお、関東ローム等による砂塵については、空調器の外気取入口に設置されたフィルタにより大部分を捕集可能であること、フィルタは容易に清掃又は取替が可能であることから追加考慮は不要と判断。													
ひょう	—	ひょうの衝撃により安全機能に影響を及ぼす可能性は低いことから追加考慮は不要と判断。													
地表下の凍結	○	凍結を評価対象としている。													
生物学的影響	○	生物学的影響を評価対象としている。													

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【設計方針】 外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料																								
<p>爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等をいう。なお、上記の「航空機落下」については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>	<p>災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等</p>		<p>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。</p> <p>【まとめ資料】 参考資料1 自然現象及び人為事象の選定に係る IAEA 基準との比較</p> <p>外部事象（人為事象）</p> <table border="1" data-bbox="1458 754 2136 1241"> <thead> <tr> <th>IAEA 安全基準</th> <th>HTTR</th> <th>検討結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>航空機落下</td> <td>○</td> <td>航空機落下を評価対象としている。</td> </tr> <tr> <td>爆発</td> <td>○</td> <td>爆発を評価対象としている。</td> </tr> <tr> <td>有毒ガス</td> <td>○</td> <td>有毒ガスを評価対象としている。</td> </tr> <tr> <td>交通機関の事故（航空機除く）</td> <td>○</td> <td>船舶の衝突を評価対象としている。なお、主要幹線道路からの影響は有毒ガスと同じと考えられるため、有毒ガスの評価に包含される。</td> </tr> <tr> <td>近隣施設からの影響</td> <td>○</td> <td>近隣工場等の火災を評価対象としている。</td> </tr> <tr> <td>外部供給ラインの電力電圧上昇</td> <td>—</td> <td>大洗研究所（北地区）の外部電源は、大洗研究所の北受電所にて、東京電力（株）茨城給電所より66kV送電線2回線より、安定した電力供給を受けている。万一、外部電圧が異常に上昇した場合には、北受電所に設けている過電圧継電器が動作して遮断器を切り離すことにより外部電源が遮断され、HTTR側では外部電源が喪失した状態になるが、外部電源（商用電源）喪失は、既に考慮済みのため追加考慮は不要と判断。</td> </tr> <tr> <td>内部溢水</td> <td>—</td> <td>設置許可基準規則の第9条（溢水）の影響評価に包含される。</td> </tr> </tbody> </table>	IAEA 安全基準	HTTR	検討結果	航空機落下	○	航空機落下を評価対象としている。	爆発	○	爆発を評価対象としている。	有毒ガス	○	有毒ガスを評価対象としている。	交通機関の事故（航空機除く）	○	船舶の衝突を評価対象としている。なお、主要幹線道路からの影響は有毒ガスと同じと考えられるため、有毒ガスの評価に包含される。	近隣施設からの影響	○	近隣工場等の火災を評価対象としている。	外部供給ラインの電力電圧上昇	—	大洗研究所（北地区）の外部電源は、大洗研究所の北受電所にて、東京電力（株）茨城給電所より66kV送電線2回線より、安定した電力供給を受けている。万一、外部電圧が異常に上昇した場合には、北受電所に設けている過電圧継電器が動作して遮断器を切り離すことにより外部電源が遮断され、HTTR側では外部電源が喪失した状態になるが、外部電源（商用電源）喪失は、既に考慮済みのため追加考慮は不要と判断。	内部溢水	—	設置許可基準規則の第9条（溢水）の影響評価に包含される。
IAEA 安全基準	HTTR	検討結果																									
航空機落下	○	航空機落下を評価対象としている。																									
爆発	○	爆発を評価対象としている。																									
有毒ガス	○	有毒ガスを評価対象としている。																									
交通機関の事故（航空機除く）	○	船舶の衝突を評価対象としている。なお、主要幹線道路からの影響は有毒ガスと同じと考えられるため、有毒ガスの評価に包含される。																									
近隣施設からの影響	○	近隣工場等の火災を評価対象としている。																									
外部供給ラインの電力電圧上昇	—	大洗研究所（北地区）の外部電源は、大洗研究所の北受電所にて、東京電力（株）茨城給電所より66kV送電線2回線より、安定した電力供給を受けている。万一、外部電圧が異常に上昇した場合には、北受電所に設けている過電圧継電器が動作して遮断器を切り離すことにより外部電源が遮断され、HTTR側では外部電源が喪失した状態になるが、外部電源（商用電源）喪失は、既に考慮済みのため追加考慮は不要と判断。																									
内部溢水	—	設置許可基準規則の第9条（溢水）の影響評価に包含される。																									

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【設計方針】 外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>規制委員会は、申請者による人為事象の抽出が、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺の状況を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象を抽出していること、その抽出した人為事象が許可基準規則解釈に具体的に例示した人為事象を踏まえたものであることから、その抽出の考え方に合理性があることを確認した。</p>	
		<p>Ⅲ－４．２ 外部事象に対する設計方針</p> <p>試験研究用等原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべき外部事象（設計上考慮すべき自然現象及び設計上考慮すべき人為事象をいう。）によって、安全施設の安全機能が損なわれないように設計する必要がある。</p> <p>申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の１．で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（10 事象）について、自然現象ごとに本試験研究用等原子炉施設に与える影響を評価した上で、設計上考慮すべき自然現象に対する設計方針又は設計上考慮する必要はないとする設計方針を策定している。</p> <p>これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（10 事象）に対する申請者の設計方針及び規制委員会の確認結果について、竜巻については「Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針」、火山の影響については「Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針」、</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【設計方針】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>森林火災については外部火災の一部として「Ⅲ－4. 2. 3 外部火災に対する設計方針」、風（台風）、洪水・降水、積雪、凍結、落雷、生物学的事象及び地滑りの7事象（以下「その他自然現象」という。）については「Ⅲ－4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針」においてそれぞれ記載している。</p> <p>また、申請者は、「Ⅲ－4. 1 外部事象の抽出」の2. で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象（7事象）について、人為事象ごとに本試験研究用等原子炉施設に与える影響を評価した上で、設計上考慮すべき人為事象に対する設計方針又は設計上考慮する必要はないとする設計方針を策定している。</p> <p>これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象（7事象）に対する申請者の設計方針及び規制委員会の確認結果について、爆発及び近隣工場等の火災については外部火災の一部として「Ⅲ－4. 2. 3 外部火災に対する設計方針」に、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害の5事象（以下「その他人為事象」という。）については「Ⅲ－4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針」においてそれぞれ記載している。</p>	<p>1.10 外部火災防護</p> <p>1.10.1 外部火災防護に関する基本方針（略）</p> <p>外部火災としては、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機墜落による火災を想定する。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>第6条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>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>竜巻に対する防護設計の審査に当たっては、試験炉規則及びその解釈の趣旨を踏まえ、原子力発電所の安全審査ガイドである「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」（以下「竜巻ガイド」という。）を活用する。</p>	<p>Ⅲ-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針</p> <p>第6条第1項及び第2項の規定は、想定される自然現象（竜巻）が発生した場合においても安全施設の安全機能が損なわれないように設計することを要求している。</p> <p>規制委員会は、竜巻に対する防護に関して、以下の項目について審査を行った。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針 2. 発生を想定する竜巻の設定 3. 設計荷重の設定 4. 設計上考慮すべき施設の設計方針 5. 竜巻随件事象に対する施設の設計方針 <p>各項目についての審査内容は以下のとおり。</p>	
<p>【解釈】</p> <p>1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、</p>		<ol style="list-style-type: none"> 1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針 <p>竜巻に対して、安全施設の安全機能が損なわれないようにする必要がある。このため、竜巻に対してその施設の安全機能が損なわれないように防護する必要がある安全施設（以下「竜巻防護対象施設」という。）及び</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組合せに遭遇した場合において、自然事</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・安全重要度分類等を参照し、竜巻防護施設を網羅的に抽出していることを確認する。 ・竜巻により安全機能が損なわれないことを確認する必要のある施設として、クラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を対象とした上で、防護対象として竜巻防護施設を抽出していることを確認する。 ・安全施設のうち、竜巻防護対象施設として抽出しない（竜巻影響評価の対象としない）場合、当該施設の損傷を考慮し 	<p>竜巻防護対象施設に対して影響を及ぼし得る施設の双方を考慮し、設計上対処すべき施設を抽出する必要がある。</p> <p>（1）竜巻防護対象施設を抽出するための方針</p> <p>申請者は、想定する竜巻に対して、設備と運用による対策を組み合わせ、安全確保上重要な原子炉の停止機能、冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び使用済燃料冷却機能を損なわない設計とするとしている。このため、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴（「Ⅲ-10 安全施設（第12条関係）」にて記載する。）を考慮し、竜巻に対して防護する安全機能を「原子炉の緊急停止機能」、「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及び周辺公衆に過度の被ばくを与える可能性のある系統）」及びそれらに必要な「監視機能」並びに「使用済燃料の貯蔵機能」とし、これらの機能を有する安全施設を竜巻防護対象施設として抽出するとしている。ここで、原子炉の冷却機能については、原子炉の停止後、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴から自然放熱により原子炉の冷却が可能であること、使用済燃料冷却機能については冷却機能が喪失しても十分な時間的余裕をもって「使用済燃料の貯蔵機能」を確保できることから、竜巻に対して防護する安全機能として抽出しないとしている。</p>	<p>1.8 竜巻防護</p> <p>1.8.1 竜巻防護に関する基本方針</p> <p>原子炉施設は、供用期間中に極めてまれであっても、その発生により原子炉施設に影響を与える竜巻として「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」（以下「竜巻評価ガイド」という。）⁽¹⁾を参考に想定した竜巻に対して原子炉の安全性を損なわない設計とする。想定する竜巻に対しては、設備と運用による対策を組み合わせ、安全確保上重要な原子炉の「停止」、「冷却」、「閉じ込め」及び「使用済燃料冷却」機能を損なわない設計とする。このため、竜巻に対して防護する安全機能として、高温工学試験研究炉の特徴を考慮した原子炉の緊急停止機能、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及び周辺公衆に過度の被ばくを与える可能性のある系統）及びそれらに必要な監視機能並びに使用済燃料の貯蔵機能を抽出する。</p> <p>なお、炉心冷却機能については、原子炉の停止後は原子炉の固有の安全性により、自然放熱による炉心の冷却が可能であること、及び使用済燃料の冷却機能については、冷却機能が喪失しても十分な時間的余裕をもって貯蔵機能が維持できることから防護する安全機能</p>

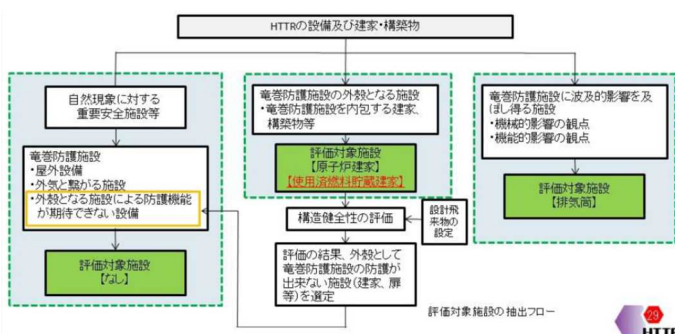
最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>象そのものもたらす環境条件及びその結果として試験研究用等原子炉施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。</p> <p>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、</p>	<p>代替や修復等により安全機能を損なわない方針であることを確認すること。</p> <p>(例)</p> <ul style="list-style-type: none"> - 代替手段は竜巻から防護されるか。(分散配置、堅固な建家に保管等) - 代替手段を確立するまでの時間は確保できているか。(事象検知から運搬、配備までの成立性、手順等) - 必要に応じて、事象検知から原子炉停止までの判断基準を明らかにしているか。 	<p>また、安全施設のうち竜巻防護対象施設以外のクラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器（「Ⅲ－10 安全施設（第12条関係）」において安全上の重要度を下位クラスに見直した非常用発電機、補助冷却設備等を含む。）は、竜巻による損傷を受けたとしても、原子炉を安全に停止し、自然放熱による炉心の冷却状態が維持でき、また放射性物質の閉じ込め及び使用済燃料の貯蔵機能を確保できることから、竜巻による影響を評価する対象とはせず、可搬型計器、可搬型発電機等を用いた監視の代替措置や修復等の対応により本試験研究用等原子炉施設に必要な機能を確保する設計とされている。</p> <p>規制委員会は、申請者が竜巻防護対象施設を抽出するための方針として、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴を踏まえ、「原子炉の緊急停止機能」、「放射性物質の閉じ込め機能」及びそれらに必要な「監視機能」並びに「使用済燃料の貯蔵機能」に係る安全施設を竜巻から防護すべき対象として抽出していることを確認した。また、安全施設のうち竜巻防護対象施設以外の構築物、系統及び機器については、その機能を考慮した上で、代替措置を講じる設計とされていることを確認した。</p>	<p>として抽出しない。</p> <p>(略)</p> <p>竜巻防護施設以外のクラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器は、竜巻による損傷を受けたとしても原子炉は安全に停止・維持でき、また放射性物質の閉じ込め及び使用済燃料の貯蔵は確保できることから、竜巻による影響を評価する対象とせず、代替措置や修復等の対応により必要な機能を確保する。</p> <p>1.8.2 竜巻の影響に対する設計方針</p> <p>(略)</p> <p>また、竜巻により商用電源が喪失し、さらに非常用発電機による給電も期待できない場合は、直流電源設備の蓄電池による電源供給により、原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。さらに、蓄電池の枯渇後(60分以降)は、商用電源が復旧するまでの間、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力、貯蔵プール水位等の必要な監視を継続して行う措置を講じる。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>これを参考とすること。</p> <p>5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果、最新知見等を参考にし、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。</p> <p>6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事</p>	<p>・抽出した竜巻防護施設のうち、竜巻影響評価が必要となる施設を選定していることを確認する。</p> <p>区分例は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 建屋等に内包され防護される施設 2. 外殻となる施設等（竜巻防護施設を内包する建屋・構築物等）による防護が期待できない施設 3. 建屋内の施設で外気と繋がっている施設 4. 屋外施設 <p>・竜巻防護施設を内包する施設を竜巻防護施設として選定することを確認する。</p>	<p>(2) 竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を抽出するための方針</p> <p>申請者は、竜巻の影響を評価するに当たっては、(1)の竜巻防護対象施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を竜巻の影響から防護するための評価対象とするとしている。</p> <p>また、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設として抽出し、これらの建家が損傷する可能性がある場合には、その損傷の影響により竜巻防護対象施設が安全機能を損なわない設計とするとしている。この点については、「4. 設計上考慮すべき施設の設計方針」にて記載している。</p> <p>規制委員会は、申請者が竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を抽出する方針として、竜巻防護対象施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を設計上考慮すべき施設としていることを確認した。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、申請者による竜巻防護対象施設及び竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を抽出するための方針が、それぞれの安全機能や影響を及ぼし得る施設を踏まえ、設計上考慮すべき施設を抽出するものであることを確認した。</p>	<p>1.8 竜巻防護</p> <p>1.8.1 竜巻防護に関する基本方針（略）</p> <p>竜巻から防護する施設（以下「竜巻防護施設」という。）は「第1.2 安全機能の重要度分類」に示すクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器のうち、防護する安全機能を有するものとして第1.3.1表に示す重要安全施設並びに使用済燃料貯蔵建家の貯蔵セル及び貯蔵ラックを選定し、竜巻の影響を評価し、安全機能を損なわない設計とする。評価に当たっては、竜巻防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を対象とする。</p> <p>なお、建家が損傷する可能性がある場合には、その損傷の影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわないことを評価し設計する。</p> <p>【まとめ資料】</p> 

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設、設備等への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「試験研究用等原子</p>		<p>2. 発生を想定する竜巻の設定</p> <p>竜巻に対する防護設計を行うためには、試験研究用等原子炉施設の敷地への襲来を想定する竜巻（以下「設計竜巻」という。）を設定することが必要である。竜巻ガイドは、この設定について、竜巻発生観点から、試験研究用等原子炉施設が立地する地域及び類似の気象条件等を有する地域（以下「竜巻検討地域」という。）を設定した上で、竜巻検討地域への竜巻襲来実績を踏まえて竜巻防護対象施設及び同施設に影響を及ぼし得る施設の安全性に影響を与えるおそれがある竜巻（以下「基準竜巻」という。）を設定することを示している。</p> <p>さらに、試験研究用等原子炉施設が立地する地域の特性等を踏まえて基準竜巻に対して最大風速を割り増す必要性を検討した上で、設計竜巻を設定することを示している。</p>	<p>【添付資料六】</p> <p>9. 竜巻（HTTR）</p> <p>9.1 検討の基本方針</p> <p>自然現象に対する設計上の考慮として、想定される自然現象に対して原子炉施設が安全性を損なわないことを確認するため、竜巻影響評価を実施する。</p> <p>竜巻影響評価は、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」（以下「竜巻評価ガイド」という。）を参考に、竜巻検討地域の設定、基準竜巻の最大風速の設定及び設計竜巻の最大風速の設定の流れで実施する。</p>
	<p>・目安として敷地を中心とする10万km²の範囲を竜巻検討地域としていることを確認する。ただし、必ずしも10万km²に拘らずに、竜巻発生観点から気象条件の類似性等を考慮して竜巻検討地域を設定するこ</p>	<p>(1) 竜巻検討地域の設定</p> <p>申請者は、本試験研究用等原子炉施設が立地する地域と気象条件の類似性の観点から検討を行い、竜巻検討地域を設定している。</p>	<p>【添付書類六】</p> <p>9.2 竜巻検討地域の設定</p> <p>大洗研究所（北地区）が立地する地域と、気象条件の類似性の観点から検討を行い、竜巻検討地域を設定する。</p> <p>大洗研究所（北地区）の敷地は、茨城県東茨城郡大洗町の南部に位置し、敷地東側は太平洋に面している。この太平洋側沿岸における、気象条件の類似性の観点から、気象総観場ごとの竜巻発生場所の分析を行い、原子</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTRR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等をいう。なお、上記の「航空機落下」については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>	<p>とを妨げるものではない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 敷地が海岸付近に立地する場合には、海岸線から陸側及び海側にそれぞれ5kmの範囲を目安に設定していることを確認する。 		<p>炉施設が立地する大洗研究所（北地区）と類似の地域を抽出する。</p> <p>気象庁の「竜巻等の突風データベース」を基に、独立行政法人原子力安全基盤機構が東京工芸大学に委託した研究の成果（以下「東京工芸大学の委託成果」という。）を参考に、気象総観場を低気圧、台風、停滞前線、局地性降雨（局地性擾乱、雷雨含む）、季節風及びその他の6つに分類する。なお、使用するデータは竜巻等の突風データベース（を基に1961年から2012年6月のものとする。第9.2.1図に示す気象総観場ごとの竜巻発生位置から、発生場所の傾向を確認する。</p> <p>台風起因の竜巻は、九州から太平洋側の沿岸で発生しており、停滞前線起因の竜巻は北海道を除く地域で発生している。なお、低気圧、局地性降雨（局地性擾乱、雷雨含む）、季節風及びその他の起因の竜巻は日本全国で発生しており地域性はない。</p> <p>竜巻発生の地域性が見られる台風起因と停滞前線起因の発生エリアの重なりを考慮すると、九州、山口の沿岸部、及び太平洋側沿岸部において竜巻発生の観点から類似性があると判断できる。</p> <p>これらの検討を踏まえ、海岸線付近に竜巻の発生が集中していることを考慮し、宮城県、福島県、茨城県、千葉県、東京都、神奈川県、静岡県、愛知県、三重県、和歌山県、徳島県、高知県、山口県及び九州（沖縄県含む）の海岸線から陸側及び海側それぞれ5kmの範囲（面</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・竜巻検討地域において、過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮し、</p> <p>1. 過去に発生した竜巻による最大風速 (V_{B1})</p> <p>2. 竜巻検討地域における竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 (V_{B2}) を算出していることを確認する。</p> <p>・V_{B1} と V_{B2} のうち値が大きい風速を、基準竜巻の最大風速 (V_B) として設定していることを確認する。</p> <p>・竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速については、十分な信</p>	<p>(2) 基準竜巻の最大風速の設定</p> <p>申請者は、基準竜巻の最大風速の設定に当たり竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮し、過去に発生した竜巻による最大風速 (V_{B1}) と、竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 (V_{B2}) を求め、その結果、大きい方を基準竜巻の最大風速として設定している。</p> <p>具体的には V_{B1} として竜巻検討地域で過去に発生した最大の竜巻である藤田スケール3(風速70~92m/s)の最大値(92m/s)を選定している。V_{B2}として、竜巻検討地域におけるハザード曲線を基に、年超過確率10^{-5}に相当する風速(63.6m/s)を選定している。その上で、V_{B1} と V_{B2} を比較し、大きい方の V_{B1} を基準竜巻の最大風速として設定している。</p>	<p>積：約 89,500km²) を竜巻検討地域に設定する。竜巻検討地域を第9.2.2図に示す。</p> <p>【添付書類六】</p> <p>9.3 基準竜巻の最大風速の設定</p> <p>基準竜巻の最大風速 (V_B) は、竜巻検討地域において過去に発生した竜巻による最大風速 (V_{B1}) 及び竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 (V_{B2}) のうち大きい方の風速を設定する。</p> <p>(1) 竜巻検討地域において過去に発生した竜巻による最大風速 (V_{B1}) の設定</p> <p>日本で過去に発生した最大の竜巻は、竜巻等の突風データベース(1961年から2012年6月)によると第9.3.1表に示す藤田スケールでF3である。F3スケールにおける風速は第9.3.2表から70m/s~92m/sであることから、竜巻検討地域において過去に発生した竜巻による最大風速 (V_{B1}) を92m/sと設定する。</p>

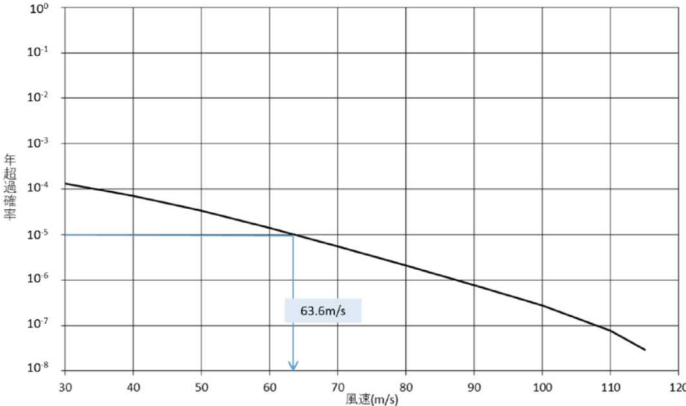
最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料												
	<p>頼性のあるデータがないことから、日本で過去に発生した竜巻による最大風速を V_{B1} として設定していることを確認する。(具体例：日本国内で過去に発生した最大の竜巻である藤田スケール F3 (風速 70m/s～92m/s) の最大値 (92m/s) を選定していること)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 竜巻影響エリアの設定、竜巻の年発生数の確率分布の設定、竜巻最大風速の確率密度分布の設定及び竜巻最大風速のハザード曲線により、年超過確率 (P_{B2}) に対応する最大風速を V_{B2} として設定していることを確認する。 ・ 算定した竜巻最大風速のハザード曲線において年超過確率が P_{B2} ($\leq 10^{-5}$ (暫定値)) の竜巻最 		<p>第9.3.2表 藤田スケールと風速の関係</p> <table border="1" data-bbox="1469 268 2112 576"> <thead> <tr> <th>スケール</th> <th>風速</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>F0</td> <td>17～32m/s (約 15 秒間の平均)</td> </tr> <tr> <td>F1</td> <td>33～49m/s (約 10 秒間の平均)</td> </tr> <tr> <td>F2</td> <td>50～69m/s (約 7 秒間の平均)</td> </tr> <tr> <td>F3</td> <td>70～92m/s (約 5 秒間の平均)</td> </tr> <tr> <td>F4</td> <td>93～116m/s (約 4 秒間の平均)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 (V_{B2}) の設定</p> <p>ハザード曲線による竜巻最大風速 (V_{B2}) は、竜巻検討地域における竜巻の観測記録等に基づき評価する。第 9.3.1 図に竜巻ハザード算定フローを示す。評価は、竜巻データの分析、竜巻風速及び被害幅並びに被害長さの確率密度分布、それらの相関係数の算定、ハザード曲線の算定によって構成される。</p> <ol style="list-style-type: none"> 竜巻の発生頻度の分析 年発生数の確率密度分布の算定 竜巻風速、被害幅及び被害長さの確率密度分布と相関係数の算定 竜巻影響エリアの設定 ハザード曲線の算定方法 (略) 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 (V_{B2}) 	スケール	風速	F0	17～32m/s (約 15 秒間の平均)	F1	33～49m/s (約 10 秒間の平均)	F2	50～69m/s (約 7 秒間の平均)	F3	70～92m/s (約 5 秒間の平均)	F4	93～116m/s (約 4 秒間の平均)
スケール	風速														
F0	17～32m/s (約 15 秒間の平均)														
F1	33～49m/s (約 10 秒間の平均)														
F2	50～69m/s (約 7 秒間の平均)														
F3	70～92m/s (約 5 秒間の平均)														
F4	93～116m/s (約 4 秒間の平均)														

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>大風速を V_{B2} としていることを確認する。</p>		<p>の設定</p> <p>竜巻最大風速のハザード曲線を第 9.3.6 図に示す。竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 (V_{B2}) は、年超過確率 10^{-5} に相当する風速として、63.6m/s と設定する。</p> <p>(3) 基準竜巻の最大風速 (V_B) の設定</p> <p>基準竜巻の最大風速 (V_B) は、過去に発生した竜巻による最大風速 $V_{B1}=92\text{m/s}$ と竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 $V_{B2}=63.6\text{m/s}$ のうちの大きい方の風速とすることから、原子炉施設における基準竜巻の最大風速 (V_B) は 92m/s と設定する。</p>  <p>第 9.3.6 図 竜巻最大風速のハザード曲線 (海側陸側各 5km の評価)</p>
	<p>・基準竜巻の最大風速 (V_B) の設定を踏まえて、敷地特性や竜巻検討地域において過去に発生した</p>	<p>(3) 設計竜巻の最大風速等の設定</p> <p>申請者は、設計竜巻の最大風速の設定に当たり本試験研究用等原子炉施設の周辺地形を踏まえれば基準竜巻の最大風速を割り増す必要はないが、保守的</p>	<p>【添付書類六】</p> <p>9.4 設計竜巻の最大風速の設定</p> <p>設計竜巻の最大風速 (V_D) は、原子炉施設が立地する地域の特性を考慮して、基準竜巻の最大風速 (V_B) の適</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>竜巻の特性等を考慮して、設計竜巻の最大風速 (V_D) を設定しているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計竜巻の最大風速 (V_D) は、敷地特性（地形効果による竜巻の増幅特性等）等を考慮して、科学的見地等から基準竜巻の最大風速 (V_B) の適切な割り増し等を行って設定されていることを確認する。 竜巻の減衰の効果は考慮していないことを確認する。（V_D は、V_B を下回らない。） 	<p>に考慮した設計竜巻の最大風速を 100m/s としている。また、設計竜巻の最大接線風速等の特性値の設定は竜巻ガイドを参考ととしている。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計竜巻の設定が竜巻ガイドを踏まえたものであることに加え、保守性を考慮したものであることを確認した。</p>	<p>切な割増し等を考慮して設定する。</p> <p>設計竜巻の設定に当たっては、丘陵等による地形効果によって下り斜面において竜巻が増幅する可能性があると考えられることから、立地する地域における設計対象施設の周辺地域等の地形について検討した。</p> <p>検討の結果、H T T R 原子炉施設の設計竜巻の最大風速については、以下のとおりとする。</p> <p>大洗研究所（北地区）は標高 35～40m の平坦な台地に位置し、敷地内には 13～16m 位の高低がある。H T T R 原子炉施設は標高約 36.5m に位置しており、東西方向及び南北方向からみても下り斜面には位置していない。</p> <p>以上より、基準竜巻が周辺地形により増幅される可能性はなく、設計竜巻 (V_D) = 基準竜巻 (V_B) と考えられることから、設計竜巻の最大風速 (V_D) は 92m/s と設定する。</p> <p>【添付書類八】</p> <p>1.8.2 竜巻の影響に対する設計方針</p> <p>竜巻評価ガイドを参考にして設定した設計竜巻の最大風速は 92m/s とする。</p> <p>なお、竜巻の影響に対する設計に当たっては、設計竜巻の最大風速 92m/s に余裕を考慮して最大風速 100m/s を用いる。また、竜巻評価ガイドを参考にして設定した最大接線風速は 85m/s とする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 竜巻を起因とする直接的影響（竜巻の風荷重による影響及び竜巻の気圧差による影響）を考慮して抽出していることを確認する。 ・ 敷地内において飛来物となり得るものを現地調査等により網羅的に抽出していることを確認する。 ・ 設計飛来物の設定は、運動エネルギーや貫通力の大きさ等を踏まえ、代表性のあるものを選定又は設定していることを確認する。少なくとも、以下の設計飛来物を選定又は設定している 	<p>3. 設計荷重の設定</p> <p>竜巻に対する防護設計を行うためには、設計竜巻による荷重（以下「設計竜巻荷重」という。）とその他の荷重を適切に組み合わせた荷重（以下「設計荷重」という。）を設定することが必要である。</p> <p>(1) 設計竜巻荷重の設定</p> <p>申請者は、竜巻に対する防護設計を行うため、設計竜巻荷重としては、風圧力による荷重、竜巻防護対象施設を外殻で防護する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家内外の気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を設定している。このうち飛来物の衝撃荷重の設定に当たっては、本試験研究用等原子炉施設の構内において飛来物となり得るものを現地調査等により抽出した上で、形状、剛性及び飛散時の運動エネルギーを考慮して鋼製材（質量、長さ、幅、奥行き：135kg、4.2m×0.3m×0.2m）及び鋼製パイプ（質量、長さ、直径：8.4kg、2m×φ0.05m）を設計上考慮すべき飛来物（以下「設計飛来物」という。）に設定している。</p> <p>その上で、資機材等の設置状況を踏まえ、飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物よりも大きいものについては、飛来物のサイズや剛性を考慮し、飛来物とならないように、竜巻防護対象施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家からの離隔、撤去、固縛又は</p>	<p>1.8.2 竜巻の影響に対する設計方針（略）</p> <p>設計飛来物は、現地調査により抽出した建家に衝突する可能性がある飛来物について、竜巻評価ガイドを参考に、形状、剛性及び飛散時の運動エネルギーを考慮して鋼製材（質量、長さ、幅、奥行き：135kg、4.2m×0.3m×0.2m）及び鋼製パイプ（質量、長さ、直径：8.4kg、2m×φ0.05m）を選定する。</p> <p>竜巻防護施設は、竜巻により生じる風圧力による荷重、気圧差による荷重及び設計飛来物の衝撃による荷重を組み合わせた複合荷重とその他の荷重（常時作用する荷重、運転時荷重）を適切に組み合わせた設計荷重に対して、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>（略）</p> <p>竜巻防護対策として、資機材等の設置状況を踏まえ、飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギーが設計飛来物よりも大きいものについては、飛来物のサイズや剛性を考慮し、飛来物とならないように、竜巻防護施設を内包する建家からの離隔、</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTRR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>ことを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 大きな運動エネルギーをもつ飛来物（自動車等） - 施設の貫入抵抗を確認するための固い飛来物（鉄骨部材等） - 開口部等を通過することができる程度に小さく固い飛来物（砂利等） <p>・【運用上の方針】衝突時に設計対象施設に与えるエネルギーが設計飛来物以上となるものについては、固定又は固縛等により飛散を防止し、衝突させないようにしていることを確認する。</p>	<p>固定を行い、加えて、竜巻防護対策の状況及び新規飛来物の有無について、原子炉起動前に飛来物調査を実施し確認するとしている。</p> <p>規制委員会は、風圧力による荷重、竜巻防護対象施設を外殻で防護する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家内外の気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重の設定について、竜巻ガイドを踏まえたものであることを確認した。また、飛来物の衝撃荷重の設定において、飛来物となり得るものを現地調査等により網羅的に抽出した上で設計飛来物を選定していること、飛来物の運動エネルギーが設計飛来物より大きくなる場合には固縛等の飛来発生防止対策等を講じる方針としていることを確認した。</p>	<p>撤去、固縛、固定を行う。また、竜巻防護対策の状況及び新規飛来物の有無について、原子炉起動前に飛来物調査を実施し確認する。竜巻防護施設に対する竜巻防護対策等を第1.8.1表に示す。</p>
	<p>・設計竜巻荷重と組み合わせる荷重として、以下を設定しているか。</p> <p>①設計対象施設に常時作用する荷重、運転時</p>	<p>（2）設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定</p> <p>申請者は、竜巻荷重と組み合わせる荷重については、常時作用する荷重及び運転時荷重を適切に組み合わせるとしている。</p> <p>設計基準事故時の荷重と竜巻荷重との組合せにつ</p>	<p>1.8.2 竜巻の影響に対する設計方針（略）</p> <p>なお、設計竜巻と設計基準事故が同時に発生する頻度は低いことから、設計竜巻による荷重と設計基準事故時荷重との組合せは考慮しない。また、竜巻以外の自</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>荷重等</p> <p>②竜巻以外の自然現象（竜巻との同時発生が想定され得る雷、雪、ひょう、大雨等を含む。）による荷重、設計基準事故時荷重等</p>	<p>いては、竜巻防護対象施設は原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家で防護する設計としており、竜巻荷重が竜巻防護対象施設に作用することはないこと、設計基準事故時に原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じることはないことから、設計竜巻による荷重と設計基準事故時荷重との組合せは考慮しないとしている。</p> <p>竜巻以外の自然現象として雷、雪、雹及び大雨が想定されるが、いずれも安全施設への影響が相乗しないことから、竜巻以外の自然現象による荷重と設計竜巻との組み合わせは考慮しないとしている。</p> <p>規制委員会は、申請者が、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重を設定するとしていることについて、竜巻ガイドを踏まえたものであることを確認した。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計荷重の設定が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、設計竜巻荷重とその他の荷重を適切に組み合わせたものであることを確認した。</p>	<p>然現象として雷、雪、雹及び大雨が想定されるが、いずれも施設への影響が相乗しないことから、竜巻以外の自然現象による荷重と設計竜巻との組み合わせは考慮しない。</p> <p>(略)</p> <p>また、竜巻防護施設は、設計飛来物の衝突による影響に対して、安全機能を損なわない設計とする。このため、竜巻防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護する設計とする。</p> <p>第六条関係 適合のための設計方針 2について</p> <p>原子炉施設のうち、次に示す重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力をそれぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して、適切に組み合わせる設計とする。</p> <p>(1)クラス1 (2)PS-2のうち機能喪失した場合に周辺公衆へ過度の被ばくを及ぼす可能性のある系統及びMS-2のうち設計基準事故時にプラント状態を把握する機能を有する系統</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、第1項において選定した自然現象に含まれる。HTTRでは、重要安全施設は全て原子炉建家内に内包されており、自然現象に対しては建家を外殻として防護する設計としている。このため、自然現象の衝撃が重要安全施設に作用することはない。また、設計基準事故時に建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じることもない。</p> <p>このことから、自然現象により重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を組み合わせる必要はなく、重要安全施設は、個々の自然現象に対して、安全機能を損なわない設計とする。</p>
	<p>・施設の破損等により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼして安全機能を喪失させる可能性が否定できない施設を設計として考慮しているか。</p> <p>・風荷重の観点から、竜巻防護施設との離隔距離と施設の高さから波及的影響を及ぼし得る可</p>	<p>4. 設計上考慮すべき施設の設計方針</p> <p>竜巻防護対象施設を内包する建家・構築物については、設計荷重に対してその構造健全性が維持され、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれない設計とすることが必要である。</p> <p>申請者は、「3. 設計荷重の設定」で設定した設計荷重に対して、竜巻防護対象施設を原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家で防護することにより、当該竜巻防護対象施設が安全機能を損なわない設計とするとしている。</p> <p>ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に裏面剥離の損傷が生じ</p>	<p>1.8.2 竜巻の影響に対する設計方針 (略)</p> <p>また、竜巻防護施設は、設計飛来物の衝突による影響に対して、安全機能を損なわない設計とする。このため、竜巻防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護する設計とする。</p> <p>ただし、竜巻による設計飛来物の衝突により、竜巻防護施設の設置区画の壁面に裏面剥離が生じる可能性がある場合には、その影響により竜巻防護施設が安全機能を損なわないことを評価し設計する。</p> <p>(略)</p> <p>竜巻の近接予測及び近接時の対策として、気象庁が</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>能性のある施設を抽出していることを確認。</p> <p>(1) 建屋・構築物等 建屋・構築物等の主要な部材（壁、屋根等）以外に、以下の施設も検討対象としているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 建屋・構築物等の開口部に設置された窓、扉、シャッター等 - 外気と隔離されているとみなせる区画の隔壁等（天井等） <p>(2) 設備 設備の主要な部材以外に、以下の設備も検討対象としているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 外気と隔離されているとみなせる区画の境界部（空調系ダクト類等） - 圧力差の影響を受け得る計器類や空調装置等 	<p>る可能性がある場合には、その影響により竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないよう設計するとしている。また、本試験研究用等原子炉施設に影響が及ぶおそれがある竜巻の接近が予測された場合には、原子炉の停止操作を行うとともに、車両の退避等の必要な措置を講ずるとしている。</p> <p>規制委員会は、申請者の設計方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、設計荷重によって生じる影響を考慮し、必要に応じて防護対策を講じることにより、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。</p>	<p>発表する竜巻注意情報、雷注意報等の気象情報により、1時間先までに竜巻等の発生する可能性が高まっている領域に敷地が含まれると予測された場合、原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作を行うとともに、車両の退避等の必要な措置を講ずる。</p> <p>【まとめ資料】</p> <p>2. 評価対象施設の貫通、裏面剥離の評価結果の保守性について</p> <p>飛来物の飛散解析をフジタモデルで評価した結果、設計飛来物である鋼製材が原子炉建家の上層まで到達することはないが、貫通・裏面剥離評価においては、原子炉建家の全ての位置に到達するものとして、ガイドの風速で衝突させた結果である。</p> <p>外壁厚さは貫通を生じないための必要厚さを十分に上回っているため、飛来物は貫通しないが、裏面剥離の必要最小厚さに対して外壁厚さが一部下回っている部分については、</p> <p>当該区画が裏面剥離しても、以下の理由により、原子炉冷却材圧力バウンダリ等の竜巻防護施設に影響はない。</p> <p>(1) 原子炉建家外壁（EL52.3～53.6m 及び EL53.6～60.7m）のオペレーションフロア（N-409）及び原子炉建家屋根スラブ（最上部）オペレーションフロアには、竜巻防護施設を内包する原子炉格納容器、使用済</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外殻となる施設等による防護機能が確認された竜巻防護施設については、外殻となる施設等を設計対象としていることを確認する。 ・ 竜巻防護施設を内包する施設（竜巻防護施設を内包する建屋・構築物等）は、設計荷重に対する当該施設の健全性評価を行い、内包する竜巻防護施設の安全機能が維持される設計としていることを確認する。 		<p>燃料貯蔵プール等が設置されているが、仮にコンクリート片が落下してもその範囲は限定的であり、鋼製の原子炉格納容器燃料交換ハッチ蓋、及び使用済燃料貯蔵プール貯蔵ラック遮へいプラグの蓋板を有していることから、裏面剥離による影響はないと考えられる。</p> <p>また、原子炉建家屋根スラブ（最上部）にはデッキプレート（鋼板）が施工されていることから、裏面剥離によりコンクリート片は飛散しない。</p> <p>(2) 原子炉建家東側外壁（EL44.7～50.7m）及び原子炉建家屋根 H-501 当該区画には竜巻防護施設はない。なお、換気空調設備が設置されているが、防護対象設備ではない。</p> <div data-bbox="1556 858 1966 1098" data-label="Diagram"> </div> <p>第2図 HTTR 原子炉建家の屋根構造（最上部）</p> <p>…砂利等が通過することができるシャッター等の開口部は鋼製材が貫通するものとして評価しているため、鋼製材の評価に包絡される。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTRR 審査書	申請書・まとめ資料									
			<p>防護対象設備が建家外壁で防護できない場合の具体的な防護対策 (略)</p> <p>なお、竜巻防護施設の外殻となる施設の開口部に対する飛来物の貫通については、原子炉建家については貫通先の区画に竜巻防護施設が無いことから影響は無い。また、使用済燃料貯蔵建家については、開口部を貫通した飛来物が使用済燃料貯蔵セル及び貯蔵ラックに衝突する可能性があるが、使用済燃料貯蔵セルの貯蔵ラック遮へいプラグの蓋板により防護されるため、影響は無い。</p> <p>3. 竜巻影響評価の保守性について (略)</p> <p>➤評価対象施設の構造健全性</p> <p>風荷重、気圧差荷重及び衝撃荷重評価はガイド値を使用して評価を行っており、保守性を有していると考えている。</p> <p>なお、設工認で認可された設計用地震力(参考値)及び保有水平耐力は、設計竜巻荷重に対し、以下のような裕度がある。</p> <table border="1" data-bbox="1458 1225 2114 1385"> <caption>第2表 原子炉建家の構造健全性の裕度</caption> <thead> <tr> <th>評価対象</th> <th>NS方向 (EL50.7~60.7m)</th> <th>EW方向 (EL50.7~60.7m)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計用地震力 (参考値)</td> <td>200% (14906/7120=2.09)</td> <td>300% (14219/4725=3.00)</td> </tr> <tr> <td>保有水平耐力 (KN)</td> <td>800% (56976/7120=8.00)</td> <td>2300% (110226/4725=23.32)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(表中のカッコ内は、設計用地震力又は保有水平耐力/設計竜巻荷重の値)</p>	評価対象	NS方向 (EL50.7~60.7m)	EW方向 (EL50.7~60.7m)	設計用地震力 (参考値)	200% (14906/7120=2.09)	300% (14219/4725=3.00)	保有水平耐力 (KN)	800% (56976/7120=8.00)	2300% (110226/4725=23.32)
評価対象	NS方向 (EL50.7~60.7m)	EW方向 (EL50.7~60.7m)										
設計用地震力 (参考値)	200% (14906/7120=2.09)	300% (14219/4725=3.00)										
保有水平耐力 (KN)	800% (56976/7120=8.00)	2300% (110226/4725=23.32)										

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>➢評価対象施設の設計飛来物に対する健全性評価 設計飛来物が全ての位置に到達するものとして貫通、裏面剥離評価を行っている。</p> <p>また、ランキン渦モデルによる評価対象施設への車両の衝突評価において、原子炉建家外壁の厚さが、車両の貫通に対する必要最小厚さを十分に上回っているが、一部に裏面剥離が発生する。但し、裏面剥離しても当該区画には竜巻防護施設はなく、原子炉建家内の竜巻防護施設に影響のないことを確認した。</p>
	<ul style="list-style-type: none"> ・設計竜巻等により燃料タンクや可燃物等の貯蔵所等の倒壊に伴う、重油、軽油、ガソリン等の流出等に起因した火災が発生することを想定していること、またその防護対策を確認する。 ・設計竜巻による気圧低下等に起因した屋外給水タンク等の倒壊による水の流出等が発生することを想定している 	<p>5. 竜巻随件事象に対する施設の設計方針 竜巻に伴い発生が想定される事象（以下「竜巻随件事象」という。）の考慮については、竜巻ガイドにおいて、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれない設計とすることを示している。</p> <p>申請者は、竜巻随件事象として、HTTR機械棟屋外タンクに飛来物が衝突することによる火災、屋外配管等に飛来物が衝突することによる溢水及び商用電源の喪失を想定している。</p> <p>火災については、外殻となる原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家により竜巻防護対象施設を防護しており、溢水については、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家内に竜巻防護対象施設を設置し、当該建家内への水の浸入を建家外壁により防止することにより竜巻</p>	<p>1.8.2 竜巻の影響に対する設計方針（略）</p> <p>竜巻随件事象として、HTTR機械棟屋外タンクに飛来物が衝突することによる火災、飛来物が衝突することによる屋外配管等の損傷による溢水及び外部電源喪失を想定し、これらに対して、竜巻防護施設の安全機能を損なわない設計とする。火災については、「1.10 外部火災防護」にてHTTR機械棟屋外タンクの火災を評価し影響のないことを確認している。溢水に対しては、飛来物が衝突することによる屋外配管等の損傷による溢水の発生を考慮しても、竜巻防護施設を原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家内に設置していることから、建家外壁により水の侵入を防止できるため、竜巻防護施設への影響はない。外部電源喪失に対しては、原子</p>

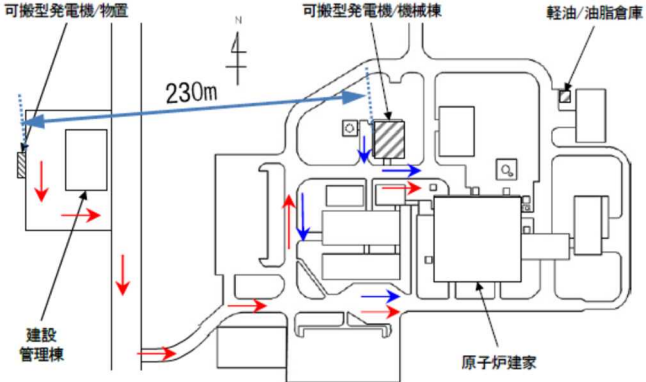
最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>こと、またその防護対策を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計竜巻、設計竜巻と同時発生する雷・雹等、あるいはダウンバースト等により、送電網に関する施設等が損傷する等して商用電源喪失に至ることを想定していることを確認する。 ・商用電源喪失時の非常用電源防護対策がなされていることを確認する。 ・竜巻の気圧差の観点から、竜巻防護施設と直接接続する設備又は当該施設を内包する区画の換気空調設備等のうち外気と繋がるダクト等を起因として波及的影響を及ぼし得る可能性のある施設を抽出して 	<p>防護対象施設を防護するとしている。</p> <p>原子炉の停止については、竜巻の近接予測及び近接時の対策として、気象庁が発表する竜巻注意情報、雷注意情報等の気象情報により、1時間先までに竜巻等の発生する可能性が高まっている領域に敷地が含まれると予測された場合、本試験研究用等原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作を講ずるとしている。</p> <p>竜巻により商用電源が喪失した場合は、原子炉停止後の冷却状態の監視に必要な電源は、竜巻防護対象施設である直流電源設備の蓄電池から供給する設計とされている。また、使用済燃料の冷却状態の監視は、可搬型計器により行う設計としている。さらに、蓄電池の枯渇後（60分以降）は、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、商用電源が復旧するまでの間、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール水位等の必要な監視を継続して行う措置を講じるとしている。</p> <p>また、蓄電池枯渇後の長期的な監視のための対策として配備する可搬型計器、可搬型発電機等のうち、可搬型計器及びケーブル等は原子炉建家内の2か所に各1式を分散して保管すること、可搬型発電機は原子炉建家外の2か所に各1式を分散して保管し、可搬型発電機の原子炉建家内への設置作業は、竜巻の通過後等、竜巻による環境影響が緩和した後に行うこと、可搬型計器への給電に必要な可搬型発電機は蓄電池枯渇前まで</p>	<p>炉停止後の監視に必要な直流電源設備及び安全保護系用交流無停電電源装置を竜巻防護施設として安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>（略）</p> <p>竜巻の近接予測及び近接時の対策として、気象庁が発表する竜巻注意情報、雷注意情報等の気象情報により、1時間先までに竜巻等の発生する可能性が高まっている領域に敷地が含まれると予測された場合、原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作を行うとともに、車両の退避等の必要な措置を講ずる。</p> <p>また、竜巻により商用電源が喪失し、さらに非常用発電機による給電も期待できない場合は、直流電源設備の蓄電池による電源供給により、原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。さらに、蓄電池の枯渇後（60分以降）は、商用電源が復旧するまでの間、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力、貯蔵プール水位等の必要な監視を継続して行う措置を講じる。可搬型発電機の設置場所は、竜巻飛来物の影響を考慮し原子炉建家内の2箇所とするとともに、可搬型発電機の接続先は竜巻飛来物の影響が及ばない原子炉建家内の地下とする。また、可搬型発電機は原子炉建家外の2箇所に各1式を設計竜巻の直径（60m）以上の距離を離して保管するものとし、可搬型計器、ケーブル等は外殻として防護する原子炉建家内の2箇所に各1式を分散し</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>いることを確認する。</p>	<p>に準備するとしている。</p> <p>規制委員会は、申請者の設計方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、竜巻随件事象の影響を適切に設定した上で、その竜巻随件事象に対して竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。</p>	<p>て保管することにより、監視に必要な資機材を竜巻の影響から防護する。</p> <p>なお、可搬型発電機の原子炉建家内への設置作業は、竜巻の通過後等、竜巻による環境影響が緩和した後に行う。</p> <p>【まとめ資料】</p> <p>可搬電源接続の成立性</p> <p>全交流電源が喪失してから40分以内に可搬型の計器等を用いたパラメータ監視の開始が可能である。なお、可搬型発電機は燃料タンク約15Lを有しており10時間以上の連続運転が可能であり、適宜給油（給油時間：5分程度）を行い必要な電力を可搬型の計器等に供給し監視を継続する。</p>  <p>図1 可搬型発電機の運搬ルート概略図</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【竜巻】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			1.8.3 参考文献 (1)「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(平成 25 年 6 月原子力規制委員会)

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【火山】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>第6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ぬ。</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ぬ。</p> <p>【解釈】</p>	<p>火山事象に対する防護設計の審査に当たっては、試験炉規則及びその解釈の趣旨を踏まえ、原子力発電所の安全審査ガイドである「原子力発電所の火山影響評価ガイド」（以下「火山評価ガイド」という。）を活用する。</p>	<p>Ⅲ-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針</p> <p>第6条第1項及び第2項の規定は、想定される火山事象が発生した場合においても安全施設の安全機能が損なわれないように設計することを要求している。</p> <p>このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼし得る火山の抽出 2. 試験研究用等原子炉施設の運用期間における火山活動に関する個別評価 3. 個別評価の結果を受けた試験研究用等原子炉施設への火山事象の影響評価 4. 設計上考慮すべき施設の抽出 5. 設計荷重の設定 6. 降下火砕物の影響に対する設計方針 <p>各項目についての審査内容は以下のとおり。</p> <p>※本書では設備設計に係る4. ～6. について記載する。</p>	
<p>1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、</p>	<p>・降下火砕物に対して、安全施設の安全機能が損なわれないように、火山防護施設を選定してい</p>	<p>4. 設計上考慮すべき施設の抽出</p> <p>降下火砕物によって安全施設の安全機能が損なわれないようにするために必要な設備を考慮し、防護すべき施設（以下「火山防護施設」という。）として抽出す</p>	<p>1.9 火山事象防護</p> <p>1.9.1 火山事象防護に関する基本方針</p> <p>原子炉施設は、供用期間中に極めてまれであっても、その発生により原子炉施設に影響を与える火山事象と</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【火山】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組合せに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたら</p>	<p>ることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全上重要度の低い構築物、系統及び機器であっても、その機能喪失により施設の安全性に影響を及ぼす場合は、設計対象施設とすることを確認する。 安全施設のうち、火山防護施設として抽出しない場合、代替手段にてその機能の維持が可能であること又はその修復により必要な機能を確保する等の対応が可能であることを確認する。 <p>(例)</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替手段は火山影響から防護されるか。 (分散配置、堅固な建家に保管等) 代替手段を確立するまでの時間は確保できているか。(事象検知から運搬、配備までの成立性、手順等) 	<p>る方針が示されていることが必要である。</p> <p>申請者は、想定する火山事象に対して、設備と運用による対策を組み合わせ、安全確保上重要な原子炉の停止機能、冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び使用済燃料冷却機能を損なわない設計とするとしている。</p> <p>このため、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴（「Ⅲ－10安全施設（第12条関係）」にて記載する。）を考慮し、火山事象に対して防護する安全機能を「原子炉の緊急停止機能」、「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及び周辺公衆に過度の被ばくを与える可能性がある系統）」及びこれらの状態監視に必要な「監視機能」並びに「使用済燃料の貯蔵機能」とし、これらの機能を有する安全施設を火山防護施設として抽出するとしている。火山防護施設に対する火山事象の影響を評価するに当たっては、火山防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を評価対象とするとしている。</p> <p>ここで、原子炉の冷却機能については、原子炉の停止後、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴から自然放熱により原子炉の冷却が可能であること、使用済燃料冷却機能については、冷却機能が喪失しても十分な時間的余裕をもって「使用済燃料の貯蔵機能」を確保できることから、火山事象に対して防護する安全機能として抽出しないとしている。</p> <p>また、安全施設のうち火山防護施設以外のクラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器（「Ⅲ－1</p>	<p>して「原子力発電所の火山影響評価ガイド」（以下「火山評価ガイド」という。）(1)を参考に想定した火山事象に対して原子炉の安全性を損なわない設計とする。想定する火山事象に対しては、設備と運用による対策を組合せ、安全確保上重要な原子炉の「停止」、「冷却」、「閉じ込め」及び「使用済燃料冷却」機能を損なわない設計とする。</p> <p>このため、火山事象に対して防護する安全機能として、高温工学試験研究炉の特徴を考慮した原子炉の緊急停止機能、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及び周辺公衆に過度の被ばくを与える可能性のある系統）及びそれらに必要な監視機能並びに使用済燃料の貯蔵機能を抽出する。</p> <p>なお、炉心冷却機能については、原子炉の停止後は原子炉の固有の安全性により、自然放熱による炉心の冷却が可能であること、及び使用済燃料の冷却機能については、冷却機能が喪失しても十分な時間的余裕をもって貯蔵機能が維持できることから防護する安全機能として抽出しない。</p> <p>火山事象から防護する施設（以下「火山防護施設」という。）は、「第1.2安全機能の重要度分類」に示すクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器のうち、防護する安全機能を有するものとして第1.3.1表に示す重要安全施設並びに使用済燃料貯蔵建家の貯蔵セル及び貯蔵ラックを選定し、火山事象の影響を評価し、安全機能を損なわない設計とする。評価に当たって</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【火山】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>す環境条件及びその結果として試験研究用等原子炉施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。</p> <p>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>- 必要に応じて、事象検知から原子炉停止までの判断基準を明らかにしているか。</p>	<p>0安全施設（第12条関係）」において安全上の機能別重要度分類を下位クラスに見直した非常用発電機、補助冷却設備等を含む。）は、火山による損傷を受けたとしても原子炉を安全に停止し、自然放熱による炉心の冷却状態が維持でき、また放射性物質の閉じ込め及び使用済燃料の貯蔵機能を確保できることから、火山事象による影響を評価する対象とせず、可搬型計器、可搬型発電機等を用いた監視の代替措置や修復等の対応により本試験研究用等原子炉施設に必要な機能を確保する設計とするとしている。</p> <p>規制委員会は、申請者による火山防護施設を抽出するための方針が、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴を踏まえ、「原子炉の緊急停止機能」、「放射性物質の閉じ込め機能」及びそれらに必要な「監視機能」並びに「使用済燃料の貯蔵機能」に係る安全施設を降下火砕物から防護すべき対象として抽出するとしていることを確認した。また、それらを内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を設計上考慮すべき施設として抽出するものであることを確認した。</p>	<p>は、火山防護施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を対象とする。</p> <p>火山事象に対しては、火山の噴火及び降灰予報に係る情報を気象庁の発表等により入手し、火山の噴火情報を確認し降灰予報による降灰の到達範囲に敷地が含まれる場合には、原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作を講じるとともに、停止後の状態及び使用済燃料の冷却の状態を監視する。これらの状態の監視に必要な電源は、火山防護施設である直流電源設備の蓄電池から供給する設計とし、さらに蓄電池の枯渇後（60分以降）は、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、商用電源が復旧するまでの間、必要な監視を継続して行う。</p> <p>火山防護施設以外のクラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器は、火山による損傷を受けたとしても原子炉は安全に停止・維持でき、また放射性物質の閉じ込め及び使用済燃料の貯蔵は確保できることから、火山事象による影響を評価する対象とせず、代替措置や修復等の対応により必要な機能を確保する。</p> <p>【まとめ資料】 <火山事象（降下火砕物）の特性及びHTTRの特徴> ✓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。また、使用済燃料貯蔵設備については、冷却がなくとも、十分な時間的余裕をもって貯蔵機能を確保できる。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【火山】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果、最新知見等を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。</p> <p>6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ず</p>	<p>・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（地震、津波を除く。）による荷重と設計基準事故時に生じる荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>・設計対象施設に応じて常時作用する荷重等を適切に組み合わせるとした上で、設計に用いる荷重は、火山事象によりもたらされる降下火砕物の設計条件を用いることを確認する。</p> <p>・降下火砕物が設計基準事故の起因となるかを確認する。その上で、設計基準事故時荷重との組合せの要否を確認す</p>	<p>5. 設計荷重の設定</p> <p>降下火砕物に対する防護設計を行うためには、その堆積荷重に加え、火山事象以外の自然現象や設計基準事故時の荷重との組み合わせを設定する必要がある。</p> <p>申請者は、降下火砕物に対する防護設計を行うために、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家で火山防護施設を防護することによりその安全機能を損なわない設計とするとしている。このため、降下火砕物に対する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の防護設計を行うために、想定する降下火砕物の荷重に加え、常時作用する荷重及び自然現象（積雪、風）の荷重を適切に組み合わせる設計とするとしている。</p> <p>また、設計基準事故時の荷重との組合せについては、火山防護施設は原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家で防護する設計としており、降下火砕物の荷重が火山防護施設に作用することはないこと、設計基準事故時に原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じることはないことから、降下火砕物による荷重と設計基準事故時荷重との組合せは考慮しないとしている。</p> <p>規制委員会は、申請者による設計荷重の設定が、火山</p>	<p>十分な時間的余裕とは、貯蔵プールでは約24日間。使用済燃料貯蔵建家の貯蔵セル・貯蔵ラックは健全性を維持できない温度まで上昇しない。</p> <p>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、次の基本方針のもとに安全設計を行う。</p> <p>a. (外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(略)</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【火山】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>しも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設、設備等への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるも</p>	<p>る。なお、設計基準事故時の荷重と組み合わせない場合は、降下火砕物が設計基準事故の起回事象にならないこと、火山事象は、設計基準事故と同時に発生する確率が十分小さいなどの理由を確認する。</p> <p>・火山事象以外の自然事象の重畳について、降下火砕物の堆積荷重と組合せを考慮すべき同時に発生する可能性のある自然現象等（風（台風）、竜巻、積雪、降水）を抽出しているかを確認する。（⇒具体的には、その他自然現象にて確認する。）</p>	<p>防護施設を防護する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家に対して、想定する降下火砕物の荷重に加え、常時作用する荷重及び自然現象の荷重を適切に組み合わせるとしていること、降下火砕物による荷重と設計基準事故時荷重との組合せを考慮する必要はないとしていることを確認した。</p> <p>なお、組合せを考慮する自然現象（積雪、風）については、「Ⅲ－4. 3 自然現象の組合せ」で記載している。</p>	<p>1.9.2 火山事象の影響に対する設計方針</p> <p>火山評価ガイド(1)を参考に将来の活動可能性が否定できない火山について、原子炉施設に影響を及ぼし得る火山事象を抽出した結果、該当する火山事象は降下火砕物のみである。</p> <p>火山防護施設は、降下火砕物による影響に対して、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計とする。このため、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、想定する降下火砕物の層厚 50cm（湿潤密度 1.5g/cm³）の荷重に加え、常時作用する荷重及び自然現象（積雪、風）の荷重を適切に組み合わせた荷重に耐える設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物の降灰と設計基準事故が同時に発生する頻度は低いことから、降下火砕物による荷重と設計基準事故時荷重との組合せは考慮しない。</p> <p>（略）</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>2について</p> <p>（略）</p> <p>重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、第1項において選定した自然現象に含まれる。HTTRでは、重要安全施設は全て原子炉建家内に内包されており、自然現象に対しては建家を外殻として防護する設計としている。このため、自</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【火山】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>の（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等をいう。なお、上記の「航空機落下」については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>	<p>・降下火砕物の影響（HTTRの場合は荷重）に対して、火山防護施設が安全機能を損なわない設計としていることを確認する。</p>	<p>6. 降下火砕物の影響に対する設計方針</p> <p>火山防護施設については、降下火砕物によって安全機能を損なわれない設計方針とする必要がある。また、降下火砕物による外部電源の喪失を想定し、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように対応する必要がある。</p> <p>（1）構築物の健全性の維持（荷重）に対する設計方針</p> <p>申請者は、火山防護施設を降下火砕物から防護する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家については、想定する降下火砕物の層厚 50cm（湿潤密度 1.5g/cm³）の荷重に加え、常時作用する荷重及び自然現象（積雪、風）の荷重を適切に組み合わせた荷重に耐える設計とするとしている。</p> <p>規制委員会は、申請者は、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家が降下火砕物の荷重に耐える設計とするとしていることから、降下火砕物に対して火山防護施設の安全機能が損なわれないことを確認</p>	<p>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。</p> <p>このことから、自然現象により重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を組み合わせる必要はなく、重要安全施設は、個々の自然現象に対して、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>1.9.2 火山事象の影響に対する設計方針</p> <p>火山評価ガイドを参考に将来の活動可能性が否定できない火山について、原子炉施設に影響を及ぼし得る火山事象を抽出した結果、該当する火山事象は降下火砕物のみである。</p> <p>火山防護施設は、降下火砕物による影響に対して、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計とする。このため、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、想定する降下火砕物の層厚 50cm（湿潤密度 1.5g/cm³）の荷重に加え、常時作用する荷重及び自然現象（積雪、風）の荷重を適切に組み合わせた荷重に耐える設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物の降灰と設計基準事故が同時に発生する頻度は低いことから、降下火砕物による荷重と設計基準事故時荷重との組合せは考慮しない。</p> <p>降下火砕物により施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉の停止、換気系の停止、建家屋根に堆積した降下火砕物の除去作業等の必要な措置を行う。ま</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【火山】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		した。	た、降下火砕物により商用電源が喪失し、さらに、非常用発電機による給電も期待できない場合は、直流電源設備の蓄電池による電源供給により、原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。さらに、蓄電池の枯渇後(60分以降)は、商用電源が復旧するまでの間、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力、貯蔵プール水位等の必要な監視を継続して行う措置を講じる。可搬型計器、ケーブル等は外殻として防護する原子炉建家内の2箇所に各1式を分散して保管する。また、可搬型発電機は原子炉建家外の2箇所に各1式を分散して保管し、降下火砕物により施設に影響が及ぶ前に原子炉建家内に搬入することにより、監視に必要な資機材を降下火砕物の影響から防護する。
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 屋内にあって外気を取込む施設又は屋外に開口部を有する施設は、以下の降下火砕物による影響因子に対して、安全機能が損なわれない設計とすることを確認する。 ・ 降下火砕物の影響により、機能を期待できない設備に対する防護対策 	<p>(2) その他の降下火砕物が及ぼす影響に対する設計</p> <p>申請者は、降下火砕物により本試験研究用等原子炉施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉の停止、換気系の停止、建家屋根に堆積した降下火砕物の除去作業等の必要な措置を行うとしている。</p> <p>原子炉の停止については、火山の噴火及び降灰予報に係る情報を気象庁の発表等により入手し、火山の噴火情報を確認し降灰予報による降灰の到達範囲に敷地が含まれる場合には、本試験研究用等原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作</p>	<p>1.9 火山事象防護</p> <p>1.9.1 火山事象防護に関する基本方針</p> <p>(略)</p> <p>火山事象に対しては、火山の噴火及び降灰予報に係る情報を気象庁の発表等により入手し、火山の噴火情報を確認し降灰予報による降灰の到達範囲に敷地が含まれる場合には、原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作を講じるとともに、停止後の状態及び使用済燃料の冷却の状態を監視する。これらの状態の監視に必要な電源は、火山防護施設である直流電源設備の蓄電池から供給する設計とし、さらに蓄電池の枯渇後</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【火山】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>又は代替措置がなされていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・長期にわたる影響因子に対しては、安全機能が損なわれないようにするため、必要に応じて除灰作業、点検等を行うことを確認する。 ・静的荷重（具体的には、判断基準として用いた許容応力値は、建屋は「鉄筋コンクリート構造計算基準・同解説」を、設備（系統、機器）はそれぞれに対して適用すべき「日本産業規格」、J E A G等の民間規格に準拠した許容応力値が用いることを確認。） 	<p>を講じるとしている。</p> <p>降下火砕物により商用電源が喪失した場合は、原子炉停止後の冷却状態の監視に必要な電源は、火山防護施設である直流電源設備の蓄電池から供給する設計とされている。また、使用済燃料の冷却状態の監視は、可搬型計器により行う設計とされている。さらに、蓄電池の枯渇後（60分以降）は、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、商用電源が復旧するまでの間、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール水位等の必要な監視を継続して行う措置を講じるとしている。</p> <p>また、蓄電池枯渇後の長期的な監視のための対策として配備する可搬型計器、可搬型発電機等のうち、可搬型計器及びケーブル等は外殻としてこれらを保護する原子炉建家内の2か所に各1式を分散して保管すること、可搬型発電機は原子炉建家外の2か所に各1式を分散して保管し、降下火砕物により施設に影響が及ぶ前に原子炉建家内に搬入することとして、監視に必要な資機材を降下火砕物の影響から防護するとされている。</p> <p>規制委員会は、申請者が、降灰予報による降灰の到達範囲に敷地が含まれる場合には、本試験研究等原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作を講じるとしていること、原子炉停止後の状態及び使用済燃料の冷却状態の監視については、蓄</p>	<p>（60分以降）は、可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、商用電源が復旧するまでの間、必要な監視を継続して行う。</p> <p>（略）</p> <p>適合のための設計方針 1について</p> <p>安全施設は、以下のとおり構造物及び機器の条件を設定し、地震及び津波以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれないようにする。</p> <p>（6）火山の影響</p> <p>火山防護施設は、降下火砕物による影響に対して、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家を外殻として防護することにより安全機能を損なわない設計とする。このため、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家は、想定する降下火砕物の層厚 50cm（湿潤密度 1.5g/cm³）の荷重に加え、常時作用する荷重及び自然現象（積雪、風）の荷重を適切に組み合わせた荷重に耐える設計とする。また、降下火砕物の降灰と設計基準事故が同時に発生する頻度は低いことから、設計基準事故時荷重と降下火砕物との組合せは考慮しない。</p> <p>降下火砕物により施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉の停止、換気系の停止、建家屋根に堆積した降下火砕物の除去作業等の必要な措置を行う。</p>


最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【火山】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>電池枯渇後も長期的な監視を継続して行うことができる措置を講じていること及びそのために必要な資機材は降下火砕物からの影響から防護する設計であることを確認した。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、申請者が、降下火砕物の影響により安全機能が損なわれないとしていることを確認した。</p>	<p>【まとめ資料】</p> <p>2017年8月3日審査会合におけるコメント回答</p> <p>これまで実施してきた降下火砕物の荷重に対する建家耐力の評価の流れを下記に示す。まずは、(1)の評価方法により、常時作用する荷重に短期／長期の許容応力度の比 1.5 を用いて積載可能な火山灰荷重を算出した。なお、本方法は材料強度から許容する火山灰荷重を算出するものではなく、簡易的且つ保守的に積載可能な荷重を算出したものである。</p> <p>(1)の評価方法で積載可能な火山灰荷重が想定する火山灰荷重を下回る箇所については、(2)の評価方法により、材料強度から算出する許容応力度を用いて許容する火山灰荷重を算出し、想定する火山灰の荷重に耐える見通しを得ている。評価方法(1)及び(2)の評価方法及び評価イメージを添付に示す。(添付省略)</p> <p>なお、後段規制においては、下記と同様な流れで評価を行う。評価方法(2)については、既計算書の応力・検定比等を確認し、評価上厳しい箇所について詳細な評価を行い、これらの結果を整理して示すこととする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【火山】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>評価方法(1)</p> <p>許容応力度の比から算出する積載可能な火山灰荷重 (簡易的且つ保守的な評価)</p> </div> <div style="text-align: center; margin-bottom: 10px;">  </div> <div style="text-align: right; margin-bottom: 10px;"> <p>*積載可能な火山灰荷重(厚さ)が、想定する火山灰荷重(50cm、密度 1.5g/cm³)を下回る箇所</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>評価方法(2)</p> <p>材料強度から算出する許容する火山灰荷重</p> </div> <p>1. 火山及び竜巻に対する防護の基本的考え方について (略)</p> <p>火山及び竜巻に対しては、原子炉施設に影響が及ぶ前に原子炉の停止操作を講じるとともに、停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を監視する。監視するために必要な電源は、火山防護施設である直流電源設備の蓄電池から供給する設計とし、さらに蓄電池の枯渇後(60分以降)可搬型計器、可搬型発電機等を用いて、必要な監視を商用電源が復旧するまでの間継続して行う措置を講じる。</p> <p>防護対象施設以外の安全施設は、火山や竜巻による損傷を受けたとしても原子炉は安全に停止・維持でき、また放射性物質の閉じ込め及び使用済燃料の貯蔵は確保できることから、火山や竜巻による影響を評価する対象とせず、損傷した場合には代替措置や修復する等</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【火山】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>の対応により必要な機能を確保する。</p> <p>2. 火山事象（降下火砕物）に対する対応</p> <p>（1）大洗研究所の対応</p> <p>①火山の噴火・降灰の確認及び監視</p> <p>大洗研究所では、公共放送、気象庁ホームページにより、火山の噴火及び降灰予報に係る情報・監視を行い、火山情報を入手することとしている。</p> <p>②火山降灰警戒の発令</p> <p>火山の噴火情報を確認した場合には、降灰予報の状況等から、降灰の到達範囲内（「少量」、「やや多量」、「多量」のいずれの場合においても）に大洗研究所の敷地が含まれ、降灰による警戒が必要と判断した場合は、大洗研究所長は「火山降灰警戒」を発令し、大洗研究所内に周知することとしている。また、大洗研究所の現地対策本部を設置し、降灰予報に係る情報収集及び各施設対応状況の確認を行うこととしている。</p> <p>（2）HTTR 原子炉施設の対応</p> <p>①火山降灰警戒発令時の対応</p> <p>火山降灰警戒が発令された場合、原子炉運転中の時は、手動スクラムにより原子炉を停止する。また、HTTRにおいて、降下火砕物の除去作業等に必要の要員を収集し、降下火砕物に対応する体制を構築するとともに、巡視点検等により降灰の状況を監視する。さらに、建家に堆積した降下火砕物を</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【火山】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>除去するために必要なスコップ、保護メガネ、防塵マスクを準備するとともに、商用電源の喪失に備え、停止後の原子炉の監視を行うために可搬型発電機、可搬型計器等を準備する。可搬型発電機の保管場所を図2に示す。</p> <p>なお、給源火山（赤城山）から敷地までの距離は126kmであり、風速約40m/s（堆積厚さが最大となるシミュレーション解析の最大風速）の条件で、約50分で火山灰が敷地まで移動すると想定される。</p> <p>②敷地に降下火砕物の降灰が確認された場合の対応 大洗研究所の敷地に降下火砕物の降灰が確認された場合は、原子炉建家内への降下火砕物の侵入を防止するため、換気空調設備を停止する。降下火砕物の降灰が継続し原子炉施設に重大な損傷を及ぼすおそれがあると判断した場合は、建家等の降下火砕物の除去を行う。</p> <p>③降下火砕物の降灰により商用電源等が喪失した場合の対応 降下火砕物の降灰により商用電源が喪失し、さらに非常用発電機による電力供給を行なわい場合でも、原子炉を停止した後は、HTTR 固有の安全特性により、炉心は自然に冷却されるとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性は維持され、原子炉は安全に停止・維持が可能である。このため、降灰による商用電源喪失時等においては、補助冷却設備等への動力源としての電源供給は不要であ</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【火山】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>り、蓄電池からの供給により停止後に必要な監視を継続して行う。また、第 42 条（全交流動力電源喪失）に係る対応措置を行うことで、蓄電池の枯渇後（60 分以降）についても、原子炉停止後に必要な監視を可搬型計器、可搬型発電機等により継続する。</p> <p>蓄電池の枯渇後に必要な監視項目は、以下に示す第 42 条に係る監視項目と同様であり、可搬型計器、可搬型発電機等による監視体系は蓄電池枯渇前までに構築する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1) 炉心冷却機能及び原子炉冷却材圧力バウンダリの閉じ込め機能の監視 原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力 2) 使用済燃料貯蔵プールの貯蔵機能の監視 使用済燃料貯蔵プール水位
			<p>1.9.3 参考文献</p> <p>(1)「原子力発電所の火山影響評価ガイド」（平成 25 年 6 月 原子力規制委員会）</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【外部火災】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>第6条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>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>外部火災に対する防護設計の審査に当たっては、許可基準規則及びその解釈の趣旨を踏まえ、原子力発電所の安全審査ガイドにある「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」（以下「外部火災評価ガイド」という。）を活用する。</p>	<p>Ⅲ－4. 2. 3 外部火災に対する設計方針</p> <p>第6条第1項から第3項の規定は、本試験研究用等原子炉施設の敷地及び敷地周辺で想定される自然現象及び人為事象による火災等（以下「外部火災」という。）が発生した場合においても、その影響によって、安全施設の安全機能が損なわれない設計とすることを要求している。</p> <p>このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針 2. 考慮すべき外部火災 3. 外部火災に対する設計方針 <ol style="list-style-type: none"> (1) 森林火災 (2) 近隣工場等の火災・爆発 (3) 試験研究用等原子炉施設敷地内における航空機落下等による火災 (4) 二次的影響 <p>各項目についての審査内容は以下のとおり。</p>	
<p>【解釈】</p> <p>1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、</p>	<p>・外部火災に対して、安全施設の安全機能が損なわれないように、外部火災防護施設を選定していることを確認する。</p>	<p>1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針</p> <p>外部火災に対して、安全施設の安全機能が損なわれないような設計方針を策定するに当たり、外部火災の影響を受ける施設を抽出する必要がある。</p> <p>申請者は、本試験研究用等原子炉施設は、想定される</p>	<p>1.10 外部火災防護</p> <p>1.10.1 外部火災防護に関する基本方針</p> <p>原子炉施設は、想定される外部火災の発生を想定しても、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。外部火災から防護する安全施設は、「1.2 安全機能の重要</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【外部火災】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組合せに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたら</p>	<p>・抽出した外部火災防護対象施設のうち、外部火災による影響評価が必要となる施設を選定していることを確認する。</p> <p>(例)</p> <ul style="list-style-type: none"> - 建屋等に内包され防護される施設 - 外殻となる施設等(外部火災防護対象施設を内包する建屋・構築物等)による防護が期待できない施設 <p>・外部火災防護対象施設として抽出しない施設がある場合、損傷を考慮し代替手段の確保や修復等により安全機能を損なわない方針であることを確認する。</p> <p>(例)</p> <ul style="list-style-type: none"> - 代替手段は火山影響から防護されるか。(分散配置、堅固な建 	<p>外部火災の発生に対して安全施設の安全機能を損なわない設計とすることとし、外部火災から防護する安全施設（以下「外部火災防護対象施設」という。）は、第12条第1項の規定に基づく安全機能の重要度分類におけるクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器とされている。外部火災防護対象施設は、それらを内包する建家の外殻のコンクリートにより防護するとして、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒を選定し、外部火災に対して各建家の外殻のコンクリートの表面温度を評価し、防火帯を設けること等によりコンクリート表面温度を許容温度以下とすることで外部火災防護対象施設の安全機能を損なわない設計とすることとしている。また、固定モニタリング設備については外部火災に対する防護対象とせず、外部火災により機能喪失した場合には、可搬型サーベイメータによる代替措置を講じることで放射線量の監視機能を損なわない設計とすることとしている。</p> <p>規制委員会は、申請者による外部火災防護対象施設の抽出方針が以下のとおりであることを確認した。</p> <p>(1) 安全機能の重要度分類に示すクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を選定することとしていること。</p> <p>(2) 外部火災防護対象施設は、それらを内包する建家の外殻のコンクリートにより防護するとして、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒</p>	<p>度分類」に示すクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器とする。このうち、第1.3.1表に示す重要安全施設を内包する原子炉建家及び使用済燃料貯蔵設備を内包する使用済燃料貯蔵建家並びに冷却塔及び排気筒については、外部火災に対して外殻のコンクリート表面温度を評価し、防火帯を設けること等によりコンクリート表面温度を許容温度以下とすることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>固定モニタリング設備については、代替措置を講じることで安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>コンクリート表面温度の評価に当たっては、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」（以下「外部火災評価ガイド」という。）を参考にする。外部火災としては、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機墜落による火災を想定する。火災発生時には、発見者が大洗研究所通報連絡系統に従って、公設消防、連絡責任者等に連絡するとともに、日中は従業員により編成する自衛消防隊、休日・夜間は常駐消防班により消火活動を行う。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【外部火災】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>す環境条件及びその結果として試験研究用等原子炉施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。</p>	<p>家に保管等) - 代替手段を確立するまでの時間は確保できているか。(事象検知から運搬、配備までの成立性、手順等)</p>	<p>を選定し、コンクリート表面温度を許容温度以下とすることで外部火災防護対象施設の安全機能を損なわない設計としていること。 (3) 固定モニタリング設備は防護対象とせず、可搬型サーベイメータによる代替措置を講じていること。</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>・想定する外部火災、その二次的影響を考慮した設計としていることを確認する。 居住性：原子炉制御室</p>	<p>2. 考慮すべき外部火災 外部火災ガイドは、外部火災に対して、安全施設の安全機能が損なわれないような設計方針を策定するに当たり、種々の火災とその二次的影響について考慮すべきものを示している。 申請者は、外部火災ガイドを参考に、外部火災として、森林火災、近隣工場等の火災・爆発及び航空機落下による火災(大洗研究所(北地区)敷地内に存在する危険物タンク火災等を含む。)を選定し、二次的影響としてばい煙等による影響を選定している。 規制委員会は、申請者による外部火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。</p>	<p>1. 10 外部火災防護 1. 10. 1 外部火災防護に関する基本方針(略) コンクリート表面温度の評価に当たっては、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」(以下「外部火災評価ガイド」という。)を参考にする。外部火災としては、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機墜落による火災を想定する。 (略) 1. 10. 2 外部火災に対する設計方針 (4) 二次的影響 森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機墜落による火災において発生するばい煙等に対して、中央制御室系換気空調装置の外気遮断循環運転を行うことにより、中央制御室での活動性に影響を及ぼさない設計とする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【外部火災】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果、最新知見等を参考にし、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。</p>	<p>・対象設備を森林火災から防護するための設計方針を確認する。</p>	<p>3. 外部火災に対する設計方針 (1) 森林火災 外部火災ガイドは、森林火災に対する防護を行うために、安全施設の安全機能が損なわれないように、敷地周辺で発生し得る森林火災の設定方法、森林火災による施設への影響を評価する方法を示している。 申請者は、外部火災ガイドを参考に、以下のとおり、本試験研究用等原子炉施設において発生し得る森林火災を想定し、その延焼を防ぐための手段として防火帯を設けるとした上で、防火帯の幅、危険距離（火災の延焼防止に必要な距離）等を評価し、設計方針を策定している。</p>	
<p>6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単に加算することを必ず</p>	<p>・植生調査は、現地調査したもの又は森林簿等による机上検討によるものが明示されていることを確認する。 ・過去10年間の実績を調査し、最大風速により評価していることを確認する。 ・発火点は施設への熱影</p>	<p>① 発生を想定する森林火災による影響評価 外部火災ガイドは、森林火災による影響を評価するに当たり、発生を想定する森林火災の設定方法、延焼速度、火線強度及び火災輻射強度の算出方法を示すとともに、火線強度を基に防火帯幅を、火災輻射強度を基に危険距離を算出する方法を示している。 申請者は、発生を想定する森林火災の設定として、本試験研究用等原子炉施設周辺の植生、気象条件及び発火点の条件を設定するとしている。 森林の植生については、森林の植生を把握するため、植生図を参考とし、ウォークダウンにより、</p>	<p>1.10.2 外部火災に対する設計方針 (1) 森林火災 森林火災に対して、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。森林火災の評価に当たっては以下の項目を考慮して行う。 なお、敷地内で火災が発生した場合は、公設消防隊による消火活動の他、自衛消防隊が出動し、散水等の延焼防止措置を行う。 a. 森林火災の想定 森林火災として、敷地外10km(原子炉施設からの距離)以内に発火点を設定し、原子炉施設に迫る火災を考慮した評価を実施する。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【外部火災】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>しも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設、設備等への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるも</p>	<p>響が厳しくなるように設定しているかを確認する。</p>	<p>樹種や生育状況について調査するとしている。</p> <p>気象条件については、風向及び風速は、過去10年間（2004年～2013年）の水戸気象台の気象観測データを調査して設定するとしている。</p> <p>発火点については、敷地外10km以内とし、卓越風向と敷地内外の植生の分布を考慮して、発火点を設定するとしている。</p> <p>規制委員会は、申請者による森林火災の設定及び森林火災の影響評価が外部火災ガイドを踏まえたものであり、必要な評価条件が設定されていることを確認した。</p>	<p>評価に当たっては、外部火災評価ガイドにおいて推奨されている森林火災シミュレーション解析コード(FARSITE)で使用されている計算式を使用する。</p> <p>(a) 森林の植生を把握するため、植生図を参考とし、ウォークダウンにより、樹種や生育状況について調査する。</p> <p>(b) 風向及び風速は、過去10年間(2004年～2013年)の水戸気象台の気象観測データを調査して設定する。</p> <p>(c) 発火点は、卓越風向と敷地内外の植生の分布を考慮して設定する。</p> <p>【まとめ資料】</p> <p>【気象・地形・植生の確認結果】</p> <p>・風速は、過去10年（2004～2013年）の水戸気象台の観測データを調査し、最大風速（10分間平均値、側定高さ約15m）である17.4m/s（北北東）（2013年）を採用した（補足資料-2）。</p> <p>森林火災の影響評価における発火点の設定の保守性</p> <p>HTTR 原子炉建家周辺の敷地外からの延焼を想定し、原子力発電所の外部火災影響評価ガイドを参考に過去10年間の水戸気象台の気象観測データで確認された卓越風向、森林が敷地境界まで広がっていること等を考慮し発火点を設定した。それぞれの発火点から原子炉</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【外部火災】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>の（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等をいう。なお、上記の「航空機落下」については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>	<p>・施設に設置される防火帯の外縁（火炎側）から防護対象までの離隔距離が、想定される森林火災に対して、評価上必要とされる危険距離以上であることを確認する。</p> <p>・外壁等に期待する場合、外壁における表面温度等の設計対処施設の許容温度が科学的・技術的に示されていることを確認する。</p> <p>例：コンクリートの温度が200℃を超えないこと。</p> <p>「建築火災のメカニズムと火災安全設計」（財）日本建築センター</p> <p>・延焼対策については、消防要員等に対応するこ</p>	<p>② 森林火災に対する設計方針</p> <p>外部火災ガイドは、発生を想定する森林火災の設定等について、発火点から敷地境界までの到達時間の算出及び防火帯幅の設定の考え方を示している。</p> <p>申請者は、想定される森林火災の熱影響に対し、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度は、許容温度200℃（火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度）以下とすることで、安全施設の安全機能を損なわない設計とされている。</p> <p>このため、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の周囲に幅9.5mの防火帯を確保することにより、延焼による安全施設の安全機能を損なわない設計とすること、これらの建家及び構築物から延焼防止に必要な距離である危険距離を算出し、防火帯の外縁火炎側までの距離が、各建家及び構築物からの危険距離を上回るように設定することとしている。</p> <p>防火帯では、原則として、駐車を禁止するとともに可燃物を置かないよう管理すること、工事や物品</p>	<p>建家への延焼を想定し、原子炉建家の熱的影響が最高となる位置での原子炉建家外壁コンクリート温度と火炎到達時間を評価した。</p> <p>b. 外殻のコンクリートの熱影響評価</p> <p>原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度は、許容温度200℃（火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度）以下とすることで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>c. 防火帯の設定</p> <p>原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の周囲に幅9.5mの防火帯を確保することにより、延焼による安全施設の安全機能を損なわない設計とする。外部火災評価ガイドを参考に、必要な防火帯幅及び延焼防止に必要な距離である危険距離（外殻のコンクリート表面温度が許容温度（200℃）を超える距離）を算出し、防火帯の外縁（火炎側）までの距離を、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の危険距離を上回るように設定する。</p> <p>防火帯では、原則として、駐車を禁止するとともに可燃物を置かないよう管理し、工事や物品の搬出入等に伴い、やむをえず防火帯に停車する必要がある場合や一時的に可燃物を置く必要がある場合についても、長</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【外部火災】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>ととしていることを確認する。</p>	<p>の搬出入等に伴い、やむを得ず防火帯に停車する必要がある場合や一時的に可燃物を置く必要がある場合には長時間の停車や仮置を禁止すること、速やかに車両や物品を移動できるよう人員を配置すること等の運用上の措置を講じている。</p> <p>また、森林火災に対しては、公設消防隊による消火活動の他、自衛消防隊が出動し、散水等の延焼防止措置を行うとしている。</p> <p>規制委員会は、申請者による森林火災に対する設計が、以下のとおり外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。</p> <p>a. 必要な防火帯幅を確保することにより防護対象からの危険距離を上回る離隔距離を確保していること。</p> <p>b. 防火帯における可燃物管理措置を講じていること。</p> <p>c. 公設消防隊による消火活動の他、自衛消防隊が出動し、散水等の延焼防止措置を行うとしていること。</p> <p>規制委員会は、申請者による森林火災に対する設計方針が、森林火災による影響に対して必要な防火帯幅等を確保すること等により、安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。</p>	<p>時間の停車や仮置を禁止するとともに速やかに車両や物品を移動できるよう人員を配置する等の運用上の措置を講じる。</p> <p>1. 10 外部火災防護</p> <p>1. 10. 1 外部火災防護に関する基本方針 (略)</p> <p>火災発生時には、発見者が大洗研究所通報連絡システムに従って、公設消防、連絡責任者等に連絡するとともに、日中は従業員により編成する自衛消防隊、休日・夜間は常駐消防班により消火活動を行う。 (略)</p> <p>【まとめ資料】</p> <p>外部火災に対する自衛消火活動の成立性</p> <p>1. 火災発生時の初動・体制</p> <p>HTR 原子炉施設周辺で森林火災が発生した場合、施設では現場対応班が招集され、その内消防班が初期消火活動を行う体制にある。一方、火災発生の際の連絡を受けた所長は直ちに自衛消防隊を招集し発災現場に出動させる。指示を受けた自衛消防隊は、約 20 分で HTR 原子炉施設周辺に到着し、消火活動を開始することができる。消火活動を開始するまでの時間については、自衛消防隊の訓練で確認している。火活動を開始するまでの時間については、自衛消防隊の訓練で確認している。自衛消防隊は、大洗研究所各部に在籍する職員で構成</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【外部火災】 外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>され、合計 23 名が出動の指示を受け、消防車庫前に参集し、化学消防車で発災現場に出動する。また、休日・夜間においては、HTTR 原子炉施設に常駐する特定施設運転員と大洗研究所の常駐消防班が消火活動を行う体制にある。常駐消防班は消防車庫から HTTR 原子炉施設周辺へ出動し、連絡を受けてから約 20 分で消火活動を開始することができる。常駐消防班は、常駐消防班長と警備員で構成され、常駐消防班長は休日・夜間以外にも消火活動に参画する。</p> <p>以上のことから、想定される森林火災で外殻のコンクリート表面温度が最高となる最短の火災到達時間 56 分に対して、自衛消防隊は 24 時間体制で消火活動を行う体制にある。</p>
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 対象設備を近隣工場の火災、爆発等から防護するための設計を確認する。 ・ 施設敷地外の半径 10km 内外について、石油コンビナート等の立地状況（燃料輸送車両、漂流船舶等の発火による影響も含む。）を調査し、敷地周辺における石油コン 	<p>(2) 近隣工場等の火災・爆発</p> <p>外部火災ガイドは、近隣の工場等の火災・爆発に対して、安全施設の安全機能が損なわれないよう防護設計を行うために、試験研究用等原子炉施設の敷地外の石油コンビナート等に火災・爆発が発生した場合における施設への影響を評価する方法を示している。</p> <p>申請者は、本試験研究用等原子炉施設から半径 10km 以内に石油コンビナート等に相当する施設は存在しないとしている。</p> <p>なお、本試験研究用等原子炉施設から距離 10km 以内の石油コンビナート施設以外の産業施設とし</p>	<p>(2) 近隣の産業施設の火災・爆発</p> <p>近隣の産業施設の火災・爆発に対して、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。外部火災評価ガイドを参考に、これらの火災・爆発に対しては、敷地外 10km(原子炉施設からの距離) 以内の石油コンビナート等の火災・爆発及び敷地内の危険物貯蔵設備等の火災を考慮した評価を実施する。</p> <p>a. 石油コンビナート等の施設の影響</p> <p>敷地外 10km(原子炉施設からの距離) 以内の範囲において、石油コンビナート施設、LNG 基地は存在しない。</p> <p>敷地外 10km(原子炉施設からの距離) 以内の範囲</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【外部火災】 外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>ビナート等の火災・爆発を想定していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 敷地内における危険物（油タンク、船舶等）の火災を想定していることを確認する。 ・ 敷地外危険物の爆発による飛来物が発電所敷地内に到達する可能性がある場合には、それに対する防護の設計方針を確認する。 ・ 敷地内に設置する危険物タンク等の火災に対して、許容限界値以下と設計することを確認する。 ・ 敷地内に上記で考慮した危険物等の他に、発火源となり得る化学物質がある場合には、その影 	<p>ては、大洗研究所（北地区）敷地内に危険物貯蔵施設屋外タンク等が存在するが、これらの施設と本試験研究用等原子炉施設までの距離は十分あり、火災・爆発の影響を受けることはないとしている。</p> <p>また、大洗研究所（北地区）敷地内に存在する危険物貯蔵施設屋外タンクの火災として、本試験研究用等原子炉施設までの距離が最短かつ燃料量が最大であるH T T R機械棟屋外タンクの火災及び敷地内に存在するナトリウム取扱施設（一般取扱施設）のナトリウム火災が発生した場合の影響評価を実施した結果、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度が許容温度 200℃を下回ることを確認すること、安全施設の安全機能を損なわない設計とされている。</p> <p>規制委員会は、申請者による近隣の工場等の火災・爆発の発生の想定が、以下のとおり外部火災ガスを踏まえたものであることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 近隣に石油コンビナート等に相当する施設はないとしていること。 ② 大洗研究所（北地区）敷地内の危険物貯蔵施設屋外タンク等から火災・爆発の影響を受けることはないとしていること。 ③ 大洗研究所（北地区）敷地内に存在する危険物貯蔵施設屋外タンクの火災及びナトリウム 	<p>において、石油コンビナート施設以外の産業施設としては、危険物貯蔵施設屋外タンク等が存在するが、これらの施設と原子炉施設までの距離は十分あり、火災・爆発の影響を受けることはない。</p> <p>b. 敷地内の危険物貯蔵設備等の影響</p> <p>敷地内に存在する危険物貯蔵施設屋外タンクの火災として、原子炉施設までの距離が最短かつ燃料量が最大であるH T T R機械棟屋外タンクの火災が発生した場合の影響評価を実施した結果、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度が許容温度 200℃を下回ることを確認すること、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>敷地内に存在するナトリウム取扱施設（一般取扱施設）のナトリウム火災に対して、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度が許容温度 200℃を下回ることを確認すること、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>なお、敷地内に存在する高圧ガス貯蔵設備の危険限界距離は原子炉施設までの距離を十分に下回っており安全施設の安全機能を損なうおそれはない。</p>


最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【外部火災】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>響も確認する。 (例) - ナトリウム取扱施設</p>	<p>取扱施設の火災を想定しても外殻のコンクリート表面温度が許容温度を下回る設計としていること。</p>	
	<p>・対象設備を航空機火災から防護するための設計を確認する。</p>	<p>(3) 試験研究用等原子炉施設敷地内における航空機落下等による火災 航空機落下等による火災に対して防護設計を行うために、安全施設の安全機能が損なわれないように、外部火災ガイドは、施設敷地内における航空機落下の想定の方法、この火災による施設への影響を評価する方法を示している。</p>	
	<p>・落下航空機の選定について、立地地点の特徴も勘案して、燃料積載量が最大の機種とし、燃料満載した状態を想定していることを確認する。 ・「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準について」(原子力安全・保)院制定)に基づき、航空機ごとに落下確率が10^{-7}回/炉・年以上になる</p>	<p>申請者は、航空機落下による火災に対して、外部火災ガイドを参考に、大洗研究所(北地区)敷地内における航空機落下による火災について機種による飛行形態の違いを基に、航空機を種類別に分類して影響評価を実施するとしている。 その際、大洗研究所(北地区)敷地内への航空機の落下により発生する火災が、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒に及ぼす熱影響を評価するために、航空機落下確率が10^{-7}回/炉・年以上になる標的面積を計算し、離隔距離を算出している。この離隔距離の地点での火災発生を想定し、航空機は燃料を満載した状態を想定し、火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度でこれら建家及び構築物の外殻の</p>	<p>(3) 航空機墜落による火災 航空機墜落による火災に対して、外部火災評価ガイドを参考に、航空機落下による火災について落下カテゴリごとに選定した航空機を対象に影響評価を実施する。航空機落下確率が10^{-7}回/炉・年以上になる標的面積から離隔距離を算出し、離隔距離の地点での火災を想定する。航空機は、燃料を満載した状態を想定し、航空機墜落による火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面が昇温するものとする。外殻のコンクリート表面温度が、許容温度200°Cを下回ることを確認することで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。また、森林火災と航空機墜落による火災の重畳及び危険</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【外部火災】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>範囲が設定されていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 施設への影響が最も厳しくなる地点に火災が発生することを想定されていることを確認する。 航空機火災の想定に当たっては、落下範囲に含まれる危険物タンク等の重畳の影響も確認する。 防護対象は、航空機落下の可能性ある範囲で、熱影響が最も厳しい場所に、航空機搭載の燃料が発火した場合の火災の熱影響に対して、許容限界値以下と設計することを確認する。 	<p>コンクリートが昇温するものとして外殻のコンクリート表面温度を評価するとしている。</p> <p>評価の結果、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度が許容温度 200℃を下回ることを確認し、安全施設の安全機能を損なわない設計とするとしている。</p> <p>さらに、森林火災と航空機落下による火災の重畳及び危険物貯蔵施設屋外タンクの火災と航空機落下による火災の重畳に対しても、同様に原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度が許容温度 200℃を下回ることを確認し、安全施設の安全機能を損なわない設計とするとしている。</p> <p>規制委員会は、申請者による航空機落下による火災の設定が、以下のとおり外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 航空機落下確率が 10^{-7} 回/炉・年以上になる範囲を設定していること。 ② 航空機は燃料を満載した状態を想定し、搭載した燃料の全燃料が燃焼した場合を想定した上で施設への影響が最も厳しくなる地点での火災を想定していること。 ③ 森林火災又は危険物タンクと航空機落下による火災の重畳を考慮しても外壁温度を許容値以下とすることで、安全施設の安全機能が損なわれない設計としていること。 	<p>物貯蔵施設屋外タンクの火災と航空機墜落による火災の重畳に対して影響評価を実施し、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度が許容温度 200℃を下回ることを確認することで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>【まとめ資料】</p> <p>5. 3. 2 カテゴリ別の航空機墜落による火災の影響評価</p> <p>1) 計器飛行方式民間航空機</p> <p>①飛行場での離着陸時 HTTR原子炉施設は、茨城空港(百里基地)から約15kmの距離にあり、最大離着陸地点30NM(約55.56km)までの距離内に存在するため、評価対象とする。</p> <p>②航空路を飛行中 HTTR原子炉施設の直上に保護空域が重なる航空路があるため、評価対象とする。</p> <p>2) 有視界飛行方式民間航空機の落下事故 落下事故を想定し、評価対象とする。</p> <p>3) 自衛隊機又は米軍機の落下事故 HTTR原子炉施設から約15kmの距離に茨城空港(百里基地)があるが、HTTR原子炉施設上空には自衛隊及び米軍機の訓練空域はない。ただし、太平洋沖合の上空には自衛隊及び米軍の訓練空域があり、基地-訓練空域間の往復の想定飛行範囲内にある。</p> <p>①訓練空域外を飛行中 落下事故を想定し、評価対象とする。</p> <p>②基地-訓練空域間往復時 自衛隊機の落下事故を評価対象とする。</p> <p>5. 4 離隔距離の算出 大洗研究所敷地内への航空機の墜落により発生する火災がHTTR原子炉施設に及ぼす熱影響を評価するために、落下確率が10^{-7}回/炉・年以上になる標的面積を計算し、離隔距離を算出した(補足資料-11)。</p> <p>5. 5 評価結果 離隔距離の地点での火災発生を想定し、火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻が昇温されるものとして外殻のコンクリート表面温度を求めた。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>評価の結果、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度が許容温度(200℃)以下であることを確認した。</p>  </div>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【外部火災】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>➤ 外部火災として想定した、①森林火災、②近隣工場等の火災、③ HTR原子炉施設周辺の危険物タンクによる火災、④航空機墜落による火災、⑤航空機墜落に起因するHTR原子炉施設周辺の危険物タンク火災による、<u>原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒</u>に対する影響評価を行った。</p> <p>➤ いずれの事象に対しても、<u>原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート</u>表面温度は、許容温度(200℃)以下であり、安全施設が安全機能を損なうおそれがないことを確認した。</p> <p>5. 1 目的 <u>大洗研究所敷地内での航空機の墜落で発生する火災による原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒</u>に対する影響評価を行うものである。</p> <p>5. 2 火災の想定</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>航空機墜落による火災の想定は以下のとおりとした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 航空機は、大洗センターにおける航空機墜落評価の対象航空機のうち燃料積載量が最大の機種とする。 ・ 航空機は燃料を満載した状態を想定する。 ・ 航空機の墜落は、大洗研究所敷地内であって落下確率が10⁻⁷(回/炉・年)以上になる範囲のうちHTR原子炉施設への影響が最も厳しくなる地点で起こることを想定する。 ・ 航空機の墜落によって燃料に着火し、火災が起こることを想定する。 ・ 気象条件は無風状態とする。 ・ 火災は円筒火災をモデルとし、火災の高さは燃焼半径の3倍とする。 </div> <p>外部火災重畳時の影響評価</p> <p>冷却塔、排気筒の森林火災、危険物貯蔵施設屋外タンクの火災、航空機墜落による火災、森林火災と航空機墜落による火災の重畳及び危険物貯蔵施設屋外タンクの火災と航空機墜落による火災の重畳の影響評価の結果を表1に示す。</p> <p>評価の結果、冷却塔、排気筒の外郭コンクリート温度は、コンクリートの許容温度 200℃を超えないことを確認した。</p> <p>機械棟については、コンクリート構造でない準耐火構造の構築物であることを踏まえ、機械棟内に設置し</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【外部火災】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料																		
			<p>ている屋内消火栓用の消火ポンプが使用できない場合には、消火器等により対応する。</p> <p>固定モニタリング設備については、可搬型のモニタ等で対応する。</p> <p>表1 冷却塔及び排気筒の外部火災の影響評価結果</p> <table border="1" data-bbox="1458 453 2136 667"> <thead> <tr> <th></th> <th>森林火災 [°C]</th> <th>屋外タンク の火災 [°C]</th> <th>航空機墜落 による火災 [°C]</th> <th>森林・航空機 墜落による火 災の重量 [°C]</th> <th>屋外タンク・航 空機墜落によ る火災の重量 [°C]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>冷却塔</td> <td>161</td> <td>76</td> <td>58</td> <td>179</td> <td>94</td> </tr> <tr> <td>排気筒</td> <td>128</td> <td>54</td> <td>56</td> <td>144</td> <td>70</td> </tr> </tbody> </table>		森林火災 [°C]	屋外タンク の火災 [°C]	航空機墜落 による火災 [°C]	森林・航空機 墜落による火 災の重量 [°C]	屋外タンク・航 空機墜落によ る火災の重量 [°C]	冷却塔	161	76	58	179	94	排気筒	128	54	56	144	70
	森林火災 [°C]	屋外タンク の火災 [°C]	航空機墜落 による火災 [°C]	森林・航空機 墜落による火 災の重量 [°C]	屋外タンク・航 空機墜落によ る火災の重量 [°C]																
冷却塔	161	76	58	179	94																
排気筒	128	54	56	144	70																
	<p>・敷地内に火災によってばい煙や有毒物質を生じる化学物質を一定量保持している場合には、その燃焼生成物の影響を確認する。</p> <p>(例)</p> <ul style="list-style-type: none"> - ナトリウム取扱施設 <p>・ダンパ等により換気系統を外気からの隔離を行う場合には、隔離を行っても運転員等の居住性が確保されることを確認する。</p>	<p>(4) 二次的影響</p> <p>外部火災による二次的影響に対して、安全施設の安全機能が損なわれないように、発生を想定する二次的影響を適切に考慮した上で、その二次的影響に対する設計方針を策定する必要がある。外部火災ガイドは、考慮すべき二次的影響として、ばい煙、有毒ガス等を示している。</p> <p>申請者は、森林火災、近隣の工場等の火災・爆発及び航空機落下による火災に伴い発生を想定する二次的影響として、ばい煙による影響を抽出している。</p> <p>なお、敷地内に存在するナトリウム取扱施設（一般取扱施設）のナトリウム火災に対しては、ナトリウム火災で発生する燃焼生成物の濃度は、本試験研究用等原子炉施設周辺では十分に低く、燃焼生成物に対する防護の必要性はないとして、二次的影響として有毒ガスを</p>	<p>(4) 二次的影響</p> <p>森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機墜落による火災において発生するばい煙等に対して、中央制御室系換気空調装置の外気遮断循環運転を行うことにより、中央制御室での活動性に影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>3について</p> <p>(4) 近隣工場等の火災</p> <p>(略)</p> <p>敷地内に存在するナトリウム取扱施設（一般取扱施設）のナトリウム火災が発生した場合の影響評価を実施した結果、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔</p>																		

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【外部火災】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>(例) 中央制御室での酸素濃度や二酸化炭素濃度の時間変化。</p> <p>・防護対象のうち、居住性に関する施設・機器（原子炉制御室等）については、外気取り入れ口のダンプの設置等によるばい煙及び有毒ガスの遮断その他の必要な措置を講じる影響防止対策を施す方針であることを確認する。</p>	<p>抽出していない。</p> <p>その上で、ばい煙による影響に対しては、中央制御室系換気空調装置の外気遮断循環運転を行うことにより、中央制御室での活動性に影響を及ぼさない設計とするとしている。</p> <p>規制委員会は、申請者による外部火災の二次的影響に対する設計が、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、申請者が、外部火災の影響により安全機能が損なわれないとしていることを確認した。</p>	<p>及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度は許容温度200℃を下回り、安全施設の安全機能を損なうおそれはない。また、ナトリウム火災で発生する燃焼生成物の濃度は、HTR 施設周辺では十分に低く、燃焼生成物に対する防護の必要性はない。</p> <p>(略)</p> <p>【まとめ資料】 外気遮断運転モードの際の中央制御室の居住性</p> <p>【評価条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 在室人員 8→10 名 ・ 許容酸素濃度 18→19%以上 ・ 許容炭酸ガス濃度 1.5→1.0%未満 ・ 1 人当たりの炭酸ガスの吐出量 0.030→0.046m³/h (中等作業時) <p>外部火災が発生した場合、中央制御室系換気空調設備を外気遮断循環運転モードに切り替え、原子炉を停止することが想定される。停止後、運転員は主に監視業務を行うことになる。</p> <p>監視業務を行うにあたって在室人員は、運転員 8 名で十分満足しているが、2 名の運転員が支援に駆けつけることなどを想定し、余裕をみて 10 名とした。許容酸素濃度及び許容炭酸ガス濃度については、鉱山安全規則の衛生に関する通気の確保の基準を参考に、呼吸困難など連続換気が必要とされる限界から余裕を持た</p>

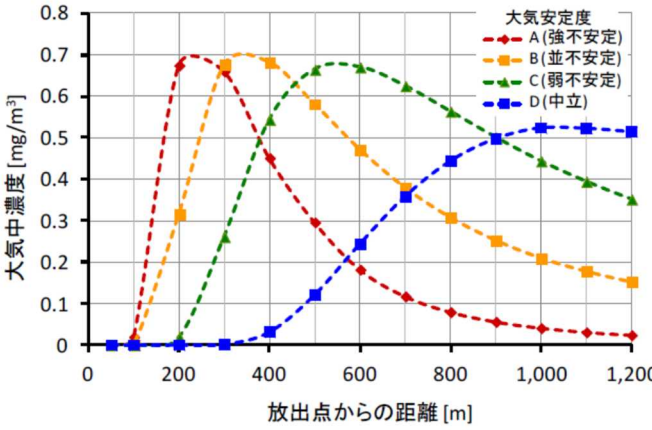
最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【外部火災】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料																																																																								
			<p>せ、それぞれ 19%以上、1.0%未満とした。1人当たりの炭酸ガスの吐出量について、監視業務では身体を動かし続けることはないが、保守的に中等作業時の吐出量とした。</p> <p>評価条件を見直した結果、許容濃度に到達する時間が酸素濃度は 83 時間から 44 時間、炭酸ガス濃度は 91 時間から 31 時間となるが、いずれの場合においても、外部火災の影響評価で想定する火災の最長の燃焼時間約 9 時間（航空機墜落と屋外タンクの重畳）を上回り、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を及ぼさないことを確認した。</p> <p>※1 鉱山安全規則 ※2 空気調和・衛生工学便覧（空気調和設備編）</p> <p>【中央制御室での活動性】</p> <div data-bbox="1473 919 2101 986" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>（い）火災が発生した場合、中央制御室は、外気取入ダンパを閉止、排風機を停止及び循環送風機を起動することで、外気遮断循環運転を行うことができる。外部火災が発生した場合、外気遮断循環運転モードに切り替えることで、（い）の侵入を阻止可能であるため、中央制御室の居住者へ影響を与えない措置を講ずることができる。</p> </div> <table border="1" data-bbox="1487 995 2087 1149"> <thead> <tr> <th colspan="4">表1 酸素濃度算出に係るパラメータ</th> <th colspan="4">表2 炭酸ガス濃度算出に係るパラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>在室人員</td> <td>[人]</td> <td></td> <td>20</td> <td>在室人員</td> <td>[人]</td> <td></td> <td>20</td> </tr> <tr> <td>中央制御室バウンダリ</td> <td>[m³]</td> <td>1483</td> <td></td> <td>中央制御室バウンダリ</td> <td>[m³]</td> <td>1483</td> <td></td> </tr> <tr> <td>成人呼吸気の酸素量(呼吸)</td> <td>[%]</td> <td>20.95</td> <td></td> <td>初期炭酸ガス濃度</td> <td>[%]</td> <td>0.03</td> <td></td> </tr> <tr> <td>初期酸素濃度^{※1}</td> <td>[%]</td> <td>16.40</td> <td></td> <td>呼吸による排出する炭酸ガス濃度</td> <td>[m³/h]</td> <td>0.046</td> <td></td> </tr> <tr> <td>成人呼吸気の酸素量(呼吸)^{※1}</td> <td>[%]</td> <td>16.40</td> <td></td> <td>(中等作業時)^{※1}</td> <td>[%]</td> <td>1.0%未満</td> <td></td> </tr> <tr> <td>成人の呼吸量(歩行時)^{※1}</td> <td>[l/min]</td> <td>24</td> <td></td> <td>許容炭酸ガス濃度^{※2}</td> <td>[%]</td> <td>1.0%未満</td> <td></td> </tr> <tr> <td>許容酸素濃度^{※2}</td> <td>[%]</td> <td>19%以上</td> <td></td> <td>許容炭酸ガス濃度になるまでの時間</td> <td>[h]</td> <td>21</td> <td></td> </tr> <tr> <td>許容酸素濃度になるまでの時間</td> <td>[h]</td> <td>44</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 空気調和・衛生工学便覧(空気調和設備編) ※2: 労働安全衛生規則</p> <div data-bbox="1487 1155 1765 1321"> </div> <div data-bbox="1487 1334 1765 1350"> <p>図2: 中央制御室系換気空調設備(外気遮断循環運転モード)</p> </div> <div data-bbox="1796 1184 2110 1315" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>外気が遮断された場合の作業環境について評価した結果、中央制御室内の酸素濃度が許容酸素濃度になるまでの時間は44時間、炭酸ガス濃度が許容炭酸ガス濃度になるまでの時間は21時間であり、火災の燃焼時間(約9時間(航空機墜落と屋外タンクの重畳))を上回ることから、居住者の活動性は確保されることを確認した。</p> </div>	表1 酸素濃度算出に係るパラメータ				表2 炭酸ガス濃度算出に係るパラメータ				在室人員	[人]		20	在室人員	[人]		20	中央制御室バウンダリ	[m ³]	1483		中央制御室バウンダリ	[m ³]	1483		成人呼吸気の酸素量(呼吸)	[%]	20.95		初期炭酸ガス濃度	[%]	0.03		初期酸素濃度 ^{※1}	[%]	16.40		呼吸による排出する炭酸ガス濃度	[m ³ /h]	0.046		成人呼吸気の酸素量(呼吸) ^{※1}	[%]	16.40		(中等作業時) ^{※1}	[%]	1.0%未満		成人の呼吸量(歩行時) ^{※1}	[l/min]	24		許容炭酸ガス濃度 ^{※2}	[%]	1.0%未満		許容酸素濃度 ^{※2}	[%]	19%以上		許容炭酸ガス濃度になるまでの時間	[h]	21		許容酸素濃度になるまでの時間	[h]	44					
表1 酸素濃度算出に係るパラメータ				表2 炭酸ガス濃度算出に係るパラメータ																																																																							
在室人員	[人]		20	在室人員	[人]		20																																																																				
中央制御室バウンダリ	[m ³]	1483		中央制御室バウンダリ	[m ³]	1483																																																																					
成人呼吸気の酸素量(呼吸)	[%]	20.95		初期炭酸ガス濃度	[%]	0.03																																																																					
初期酸素濃度 ^{※1}	[%]	16.40		呼吸による排出する炭酸ガス濃度	[m ³ /h]	0.046																																																																					
成人呼吸気の酸素量(呼吸) ^{※1}	[%]	16.40		(中等作業時) ^{※1}	[%]	1.0%未満																																																																					
成人の呼吸量(歩行時) ^{※1}	[l/min]	24		許容炭酸ガス濃度 ^{※2}	[%]	1.0%未満																																																																					
許容酸素濃度 ^{※2}	[%]	19%以上		許容炭酸ガス濃度になるまでの時間	[h]	21																																																																					
許容酸素濃度になるまでの時間	[h]	44																																																																									

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【外部火災】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTRR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>【ナトリウム火災の影響について】</p> <p>大洗研究開発センター敷地内でナトリウム火災が発生した時に、HTRR 周辺に飛散してくる可能性のある燃焼生成物の濃度を評価し、HTRR 周辺の作業員の防護の必要性を判断した。</p> <p>(略)</p> <p>評価の結果、濃度は約 0.7mg/m³ であり、産業用の作業環境の許容濃度基準 2mg/m³ を超えないため、HTRR 施設周辺ではナトリウム漏洩火災に対する防護は不要と判断した。</p>  <p>参考図1 燃焼生成物の大気中濃度評価</p>
			<p>1.10.3 参考文献</p> <p>(1)「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」(平成 25 年 6 月 原子力規制委員会)</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>第6条 安全施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。次項において同じ。)が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>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>【解釈】</p> <p>1 第6条は、設計基準において想定される自然現象(地震及び津波を除く。)に対して、安全施設が安全機能を損なわ</p>	<p>・以下を考慮した設計であることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 建築基準法に基づく風荷重 - 関連して発生する可能性のある雷や高潮との重畳 - 台風の発生に伴う飛来物の影響を評価(竜巻影響評価にて包絡される方針でもよい。) 	<p>Ⅲ-4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針</p> <p>試験研究用等原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべきその他自然現象によって、安全施設の安全機能が損なわれない設計とする必要がある。</p> <p>申請者は、「Ⅲ-4. 1 外部事象の抽出」の1. で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象(10事象)のうち、竜巻、火山の影響及び森林火災以外のその他自然現象(7事象)については、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計するとしている。</p> <p>1. 風(台風)に対しては、日本最大級の台風を考慮した建築基準法に基づく設計とする。</p>	<p>適合のための設計方針</p> <p>1について</p> <p>安全施設は、以下のとおり構造物及び機器の条件を設定し、地震及び津波以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれないようにする。</p> <p>(1) 風(台風)</p> <p>敷地付近で観測された瞬間最大風速は、水戸地方気象台の観測記録(1937年～2013年)によれば44.2m/s(1939年8月5日)であるが、風荷重に対する設計は、日本の最大級の台風を考慮した建築基準法に基づいて行う。</p> <p>【まとめ資料】</p> <p>(1) 風(台風)</p> <p>観測記録を最新に見直した以外は従前の設計方</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>ないために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組合せに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として試験研究用等原子炉施設で生じ得る環</p>	<p>・以下を考慮した設計であることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 安全施設への影響として考えられる最大の降水量 - 防護対策は、溢水による評価にて包絡される方針でもよい 	<p>2. 洪水及び降水に対しては、敷地が太平洋に面した標高35～40mの鹿島台地にあり、敷地内に降った雨水等のほとんどは窪地をせき止めて造成した夏海湖に集まり一般排水溝に流れる設計とすること、万一夏海湖から溢れた場合でも、地形的な関係から敷地北部の谷地を流れ、敷地西部の涸沼に流れることから、洪水による被害は想定されない。</p>	<p>針と同じである。敷地付近で観測された瞬間最大風速は、水戸地方気象台の観測記録（1937年～2013年）によれば44.2m/s（1939年8月5日）であるが、風荷重に対する設計は、日本の最大級の台風を考慮した建築基準法に基づいて行っている。水戸地方気象台での2013年までの観測記録によれば、瞬間最大風速に変更はなく、風（台風）による被害を受けることはないと判断した。</p> <p>(2) 洪水・降水</p> <p>敷地は、太平洋に面した標高約35～40mの鹿島台地にあり、原子炉施設は標高約36.5mに設置している。敷地内には、窪地をせき止めて造成した夏海湖があり、水位は標高約29m、水深は約6mである。敷地に降った雨水等の表流水のほとんどは夏海湖に集まり、一般排水溝に流れる経路となるが、大雨等により万一夏海湖から溢れた場合でも、地形的な関係から敷地北部の谷地を流れる経路となり、谷地や水路を伝って涸沼に流れる。このような地形及び表流水の状況からみて洪水による被害は考えられない。また、夏海湖は那珂川から中継ポンプ場を介して取水しているため、河川の増水等の影響により夏海湖へ流入することはない。</p> <p>【まとめ資料】</p> <p>なお、水戸地方気象台の観測記録（1906年～2013年）によれば1時間降水量の最大値は81.7mm/hであるが、</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】 外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。</p> <p>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>HTTR原子炉施設の排水設備は、「構内舗装・排水設計基準」[1]に基づき、関東地方における降雨強度を考慮し、強度 90mm/h 以上で設計していることから、降水による影被害を受けることはないと判断した。</p> <p>[1]「構内舗装・排水設計基準 平成 13 年度版」、社団法人公共建築協会</p>
<p>5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがある」と想定される自然現象とは、対象となる自然現象に対応し</p>	<p>・安全施設への影響として考えられる最大の積雪量を考慮して積雪荷重を設定することを確認する。</p>	<p>3. 積雪に対しては、水戸地方気象台での観測記録（1897年～2013年）における積雪量の日最大値（32cm）を考慮し、積雪 40 cm相当について、茨城県建築基準法関係条例に基づく積雪単位重量指定値による設計とする。</p>	<p>(3) 積雪 水戸地方気象台の観測記録（1897年～2013年）によれば積雪量の日最大値は 32cm（1945年 2月 26日）であるが、積雪 40cm 相当とし、茨城県建築基準法関係条例に基づく積雪単位重量指定値により設計を行う。</p>
	<p>・安全施設への影響として考えられる最低気温を考慮した設計であることを確認する。</p>	<p>4. 凍結に対しては、水戸地方気象台での観測記録（1897年～2013年）における最低気温を考慮し、屋外機器で凍結のおそれのあるものは、必要に応じ、凍結防止対策を講じる設計とする。</p>	<p>(4) 凍結 敷地付近の水戸地方気象台での記録（1897年～2013年）によれば、最低気温は-12.7℃（1952年 2月 5日）、月平均最低気温は-3.1℃（1月）であるが、屋外機器で凍結</p>

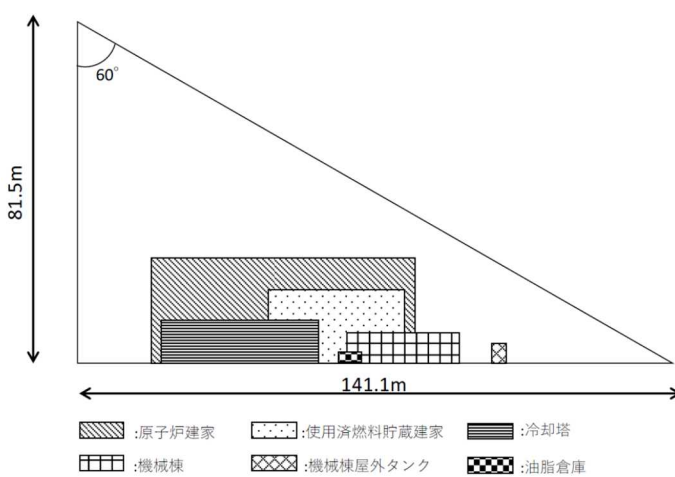
最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>て、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。</p> <p>なお、過去の記録、現地調査の結果、最新知見等を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。</p> <p>6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。</p> <p>7 第3項は、設計基準に</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 避雷設備、接地網等、接地抵抗の低減や電撃に伴う構内接地系の電位分布の平坦化を図る設計であることを確認する。 ・ 安全保護回路への雷サージ抑制を図る設計であることを確認する。 	<p>5. 落雷に対しては、建築基準法に基づき排気筒へ避雷針を設置する設計とする。また、避雷針の接地極として、接地網を布設して接地抵抗の低減を図る設計とする。</p> <p>安全保護系である原子炉保護設備及び工学的安全施設の計装ケーブル及び制御ケーブルはシールドケーブルを採用するとともに、屋外に敷設されるケーブルについては、鉄筋コンクリートトレンチ、金属製トレイ又は金属製電線管に収納し接地する設計とする。</p>	<p>のおそれのあるものは、必要に応じ、上記の最低気温に、適切な余裕をもった設計値で凍結防止対策を行う。</p> <p>(5) 落雷 雷害防止として、建築基準法に基づき排気筒へ避雷針を設置する。また、避雷針の接地極として、接地網を布設して接地抵抗の低減を図る。</p> <p>安全保護系である原子炉保護設備及び工学的安全施設の計装ケーブル及び制御ケーブルはシールドケーブルを採用するとともに、屋外に敷設されるケーブルについては、鉄筋コンクリートトレンチ、金属製トレイ又は金属製電線管に収納し接地する。</p> <p>【まとめ資料】 雷害防止として、建築基準法に基づき排気筒へ日本工業規格（JIS）に準拠した避雷針を設置している。なお、避雷設備の技術上の基準として指定している JIS 規格については、2003年に改正されているが、改正前の JIS 規格による避雷針は適合しているものとみなされていることから、安全性に影響はないと判断している。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>において想定される試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設、設備等への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物(航空機落下等)、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等をい</p>			<p>避雷針の保護範囲とHTTR施設の立面の位置関係</p>  <p>落雷対策としては、排気筒の避雷針の接地方法は網状接地とし、接地電位分布の平坦化を図っている。安全施設が設置されている原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔等の建家は、避雷針の保護角(60°)の範囲内に入り直撃雷を受ける恐れは低いと考えているが、万一、受けたとしても建家は鉄筋コンクリート造であるため火災に至ることはない。</p> <p>屋外タンクである機械棟屋外タンクには、避雷針を設置しており落雷により重油火災が発生する可能性は小さい。万一、屋外タンクで火災が発生したとしても外部火災による影響評価で示したとおり、原子炉施設の安全性は確保できる。</p> <p>また、安全保護系である原子炉保護設備及び工学的安</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>う。なお、上記の「航空機落下」については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>			<p>全施設の計装ケーブル及び制御ケーブルはシールドケーブルを採用するとともに、屋外に敷設されるケーブルについては、鉄筋コンクリートトレンチ、金属製トレイ又は金属製電線管に収納している。屋外に敷設される工学的安全施設機器の制御回路については、雷インパルス絶縁耐力試験を行っており、雷サージによる影響軽減を図っている。</p> <p>なお、落雷による雷サージ等に対して、原子炉の停止機能については、停電により原子炉は自動停止するため停止機能が損なわれることはない。閉じ込め機能についても、落雷により圧力バウンダリ等が損傷することは考えられない。また、冷却機能、停止に必要な監視機能についても、上記の落雷対策による防止対策を行っている。以上のことから、落雷に対して原子炉施設の安全性は確保できる。</p>
	<p>・クラゲ等の発生や除塵装置を通過する貝等の海生生物、小動物の侵入等、個々の生物学的事象に対してそれぞれ防護措置を図る設計であることを確認する。</p>	<p>6. 生物学的事象に対して、海水及び夏海湖の取水を行っていないため、海生生物や微生物等による影響はない。なお、補機冷却水設備冷却塔は、微生物等の発生による影響を軽減するため、薬液注入による対策を行い、定期的に点検・清掃を行えるよう点検口等を設ける設計とする。</p> <p>また、小動物の侵入については、屋外設置の端子箱貫通部等にシールを行うことにより防止する設計とする。</p>	<p>(7) 生物学的事象</p> <p>原子炉施設は、海水及び夏海湖の取水を行っていないため、海生生物や微生物等による影響はない。補機冷却水設備冷却塔は、微生物等の発生による影響を軽減するため、薬液注入による対策を行い、定期的に点検・清掃を行えるよう点検口等を設ける。</p> <p>小動物の侵入については、屋外設置の端子箱貫通部等にシールを行うことにより防止する。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・地滑り地形分布図（独立行政法人防災科学技術研究所発行）及び土砂災害危険箇所図（国土交通省国土政策局発行）、文献調査、空中写真判読等により、地滑りの影響を受ける恐れがある場所を特定する。</p>	<p>7. 地滑りに対しては、敷地には地滑り地形は認められないことから、安全施設の安全機能を損なうような地滑り等が生じることはない。</p> <p>規制委員会は、申請者が、想定される自然現象のうち、被害が想定されない地滑り以外、設計上の考慮が必要な自然現象に対しては安全施設の安全機能が損なわれないよう設計する方針としていることを確認した。</p>	<p>(10) 地滑り</p> <p>敷地には、地滑りの素因となるような地形の存在は認められないことから、安全施設の安全機能を損なうような地滑り等が生じることはない。</p> <p>【まとめ資料】</p> <p>設置許可基準規則に基づき、新たに設計方針を追加した項目である。</p> <p>設置許可申請書添付書類六 3.4.2.1 項において「変動地形調査結果において、敷地には地すべり地形及びリニアメントは認められない」としており、地滑りによる被害を受けることはないと判断した。</p> <p>詳細評価については、別途、地質・地質構造の評価において実施するため、本資料の対象外とする。</p> <p>なお、敷地は、大洗町及び銚田市 が作成したハザード土砂災害等のハザードマップにおいて、土砂災害警戒区域には指定されていない。</p>
		<p>Ⅲ-4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針</p> <p>試験研究用等原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべきその他人為事象によって、安全施設の安全機能が損なわれない設計とする必要がある。</p> <p>申請者は、「Ⅲ-4. 1 外部事象の抽出」の2. で抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象（7事象）のうち、「Ⅲ-4. 2. 3 外部火災</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>に対する設計方針」に記載した爆発及び近隣工場等の火災以外のその他人為事象（5事象）については、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれない設計とするとしている。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29原院第4号(平成14年7月30日原子力安全・保安院制定))等に基づき、号炉毎に、航空機落下確率が10^{-7}回/炉・年を超えないことを確認する。</p> <p>・その結果が10^{-7}回/炉・年を超えた場合、必要に応じて防護設計を行う方針であることを確認する。</p>	<p>1. 飛来物（航空機落下等）に対しては、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」に基づき航空機落下確率を評価し、標的としては原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家及び冷却塔を選定し、これらの合計を標的面積とする。また、標的対象の建家・構築物の特徴を踏まえ、有視界飛行方式民間航空機の落下事故に係る小型機の係数を1.0とする。評価の結果、約6.0×10^{-8}回/炉・年であり、防護設計の可否を判断する10^{-7}回/炉・年を下回るため、航空機落下については、設計上考慮する必要はない。</p>	<p>3について</p> <p>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（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>想定される人為事象としては、航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害が挙げられる。</p> <p>(1) 航空機落下</p> <p>原子炉施設への航空機の落下確率の評価については「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29原院第4号(平成14年7月30日原子力安全・保安院制定))等に基づき実施する。航空機の落下確率の評価に当たっては、標的面積を算出する際に考慮する施設は、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家及び冷却塔とする。また、HTTR原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家及び冷却塔の特徴を踏まえ、有視界飛行方式民間航空機の落下事故に係る小型機の係数を1として評価を行う。評価した結果、約6.0×10^{-8}回/炉・年であり、防護設計の可否を判断する基準である10^{-7}回/炉・年を超えない。したがって、航空機落下を考慮する必要はない。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・ダム崩壊の影響を受ける恐れがないと評価できる場合は、その理由を確認する。</p>	<p>2. ダム崩壊に対しては、本試験研究用等原子炉施設に影響を及ぼすようなダムは存在しないため、設計上考慮する必要はない。</p>	<p>(2) ダム崩壊 原子炉施設の近くには、崩壊により原子炉施設に影響を及ぼすようなダムはないため、ダム崩壊による安全施設への影響については考慮する必要はない。</p> <p>【まとめ資料】 HTTR 原子炉施設周辺地域のダムとしては、大洗研究所（北地区）の敷地から北西方向約 20km の地点に楢川（こうぞがわ）ダムが存在するが、敷地との距離が十分離れていることから、ダム崩壊等による影響はない。</p>
	<p>・ばい煙等が発生した場合においても、運転操作に影響を与えず容易に操作できるよう原子炉制御室の居住性を確保する設計とすることを確認する。</p>	<p>3. 有毒ガスに対しては、本試験研究用等原子炉施設周辺には石油コンビナート等の大規模な有毒物質を貯蔵する固定施設はなく、設計上考慮する必要はない。</p> <p>また、大洗研究所（北地区）敷地内には、有毒ガスの発生源となる有毒物質を保管する屋外タンクローリー等も保有していない。屋内に貯蔵している有毒物質のうち、漏えいにより有毒ガスを発生するものは、吸着材を有する排気処理設備を通して屋外へ排出するため周囲への影響はなく、設計上考慮する必要はない。</p> <p>その他、ナトリウム取扱施設（一般取扱施設）のナトリウム火災に対しては、ナトリウム火災で</p>	<p>(5) 有毒ガス 原子炉施設周辺には、石油コンビナート等の大規模な有毒物質を貯蔵する固定施設はない。</p> <p>陸上輸送等の可動施設についても、敷地は幹線道路と幹線道路以外の一般道路（以下「生活道路」という。）に隣接しているが、幹線道路から原子炉施設は十分に離れているため、敷地に隣接する生活道路を除く敷地外を発生源とした有毒ガスの影響を考慮する必要はない。敷地に隣接する生活道路において、危険物を搭載した車両の事故等により有毒ガスが発生し、中央制御室での活動性に影響を及ぼすおそれが生じた場合は、中央制御室系換気空調装置の外気遮断運転や原子炉の停止等の必要な措置を行う。</p> <p>敷地内については、有毒ガスの発生源になると考えら</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>発生する燃焼生成物の濃度は、本試験研究用等原子炉施設周辺では十分に低く、燃焼生成物に対する防護の必要性はない。</p> <p>なお、本試験研究用等原子炉施設付近の一般道路においてタンクローリー事故等により有毒ガスが発生し、中央制御室での活動に影響を及ぼすおそれが生じた場合には、中央制御室系換気空調装置の外気遮断運転や原子炉の停止等の必要な措置を講じる。</p>	<p>れる有毒物質を保管する屋外タンクや運搬するタンクローリー等は保有しておらず、有毒ガスの発生源になると考えられる有毒物質の HTTR 原子炉施設周辺の屋内取扱場所には吸着材を有する排気処理設備を設置しているため、敷地内を発生源とした有毒ガスの影響を考慮する必要はない。</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>(4) 近隣工場等の火災</p> <p>(略)</p> <p>敷地内に存在するナトリウム取扱施設（一般取扱施設）のナトリウム火災が発生した場合の影響評価を実施した結果、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、冷却塔及び排気筒の外殻のコンクリート表面温度は許容温度200℃を下回り、安全施設の安全機能を損なうおそれはない。また、ナトリウム火災で発生する燃焼生成物の濃度は、HTTR 施設周辺では十分に低く、燃焼生成物に対する防護の必要性はない。</p> <p>(略)</p> <p>【まとめ資料】</p> <p>(5) 有毒ガス</p> <p>設置許可基準規則に基づき、新たに設計方針を追加した項目であるが、以下の理由により考慮する必要がないとした。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>大洗研究所（北地区）の敷地外 10km 以内には、石油コンビナート等特別防災区域に指定される石油コンビナート施設はない。</p> <p>主要幹線道路としては、大洗研究所（北地区）に隣接して東側に国道 51 号線がある。国道 51 号線と HTTR 原子炉施設までの距離は約 800m である。</p> <p>これらの石油コンビナート施設及び幹線道路は、原子炉施設から十分に離れていることから、危険物を搭載した車両の事故等による有毒ガスの影響ない。</p> <p>なお、敷地内については、別途、外部火災の評価において、ナトリウム施設の火災が発生した場合の燃焼生成物による HTTR 原子炉施設への影響がないことを評価している。</p>
	<p>・敷地周辺の航路や船舶漂流等の可能性も踏まえたものであること。</p>	<p>4. 船舶の衝突に対しては、本試験研究用等原子炉施設が海岸から十分離れていることから、船舶の衝突の可能性はなく、設計上考慮する必要はない。</p>	<p>(6) 船舶の衝突</p> <p>原子炉施設の東側には海岸があるが、原子炉施設からは十分離れており、船舶の衝突を考慮する必要はない。</p>
	<p>・安全保護回路への雷サージ抑制を図る設計であることを確認する。</p> <p>・サージ・ノイズや電磁波の侵入防止のため、</p>	<p>5. 電磁的障害に対しては、安全機能を有する安全保護回路は、電磁干渉や無線電波干渉等により安全機能が喪失しないよう、絶縁回路の設置によるサージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体の適用等により電磁波の侵入を防止し、電磁的障害の発生を防止する設計とする。</p>	<p>(7) 電磁的障害</p> <p>安全機能を有する安全保護回路は、施設内で発生する電磁干渉や無線電波干渉等により機能が喪失しないよう、絶縁回路の設置によるサージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体の適用等により電磁波の侵入を防止し、電磁的障害の発生を防止する設計とする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>必要な機器に電磁波侵入防止対策を講じることを確認する。</p>		<p>【まとめ資料】</p> <p>設置許可基準規則に基づき、新たに設計方針を追加した項目である。</p> <p>安全機能を有する安全保護回路は、施設内で発生する電磁干渉や無線電波干渉等により機能が喪失しないよう、絶縁回路の設置によるサージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体の適用等により電磁波の侵入を防止し、電磁的障害の発生を防止している。</p> <p>具体的には、原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備について、耐ノイズ、耐サージ、耐電圧性能、アイソレーションに係る以下の規格を適用して設計している。</p> <p>①耐ノイズ、耐サージ JEC-210/212 雷インパルス電圧 4kV IEEE-std472 電磁サージ 2.5kV</p> <p>②耐電圧 JIS-C0703/04 耐電圧 1.5kV 1 分間</p> <p>③アイソレーション JEAG-4608</p>
		<p>規制委員会は、申請者が、想定される人為事象のうち、設計上考慮する必要があるとしている電磁的障害対策については、安全機能が損なわれないよう設計する方針としていること、有毒ガスについては設計上考</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<ul style="list-style-type: none"> ・各自然現象によって従属的に発生する可能性のある自然現象も考慮し、自然現象の組み合わせについて網羅的に検討していることを確認する。 ・上記の環境条件においても、その設備が有する安全機能が損なわれない方針であることを確認する。 	<p>慮すべき発生源がないとしているものの、本試験研究用等原子炉施設付近の一般道路における有毒ガスの発生を想定した措置を講じていること、また、その他の人為事象については設計上考慮する必要がないとしていることを確認した。</p> <p>Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ</p> <p>安全施設の設計に当たっては、設計上考慮すべき自然現象の組合せを検討する必要がある。その上で、その組み合わせによる影響により、安全施設の安全機能が損なわれないように設計する必要がある。</p> <p>申請者は、想定される自然現象の組合せについて、荷重、浸水、温度及び電気影響の観点からそれぞれ検討し、同時に発生することにより影響が大きくなる事象の組合せとして、火山の影響、積雪及び風を抽出している。その上で、それらの組合せに対して、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計するとしていることを確認した。</p> <p>規制委員会は、申請者が、同時に発生することにより影響が大きくなる自然現象の組合せを抽出していること、また、抽出した自然現象の組合せに対して、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計するとしていることを確認した。</p>	<p>1.1.1.4 外部からの衝撃</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>（略）</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>安全施設は、以下のとおり構造物及び機器の条件を設定し、地震以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれないようにする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料																																																						
			<p>(略)</p> <p>自然現象の組合せについては、原子炉施設敷地で想定される自然現象（地震を除く。）として抽出された10事象のうち、被害が考えられない地滑りを除いた9事象について、自然現象が施設に与える影響（荷重、浸水、温度及び電気的影響）の観点から、同時に発生することにより影響が大きくなる事象の組合せを検討した結果、自然現象の組み合わせによる影響が生じる可能性があるものとして、風（台風）、積雪及び火山の降下火災物による荷重の組合せを抽出する。抽出した自然現象の組合せに対して、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>【まとめ資料】 自然現象が原子炉施設に与える影響モード</p> <table border="1" data-bbox="1458 943 2136 1257"> <thead> <tr> <th rowspan="2">事象</th> <th colspan="4">影響モード</th> </tr> <tr> <th>荷重</th> <th>浸水</th> <th>温度</th> <th>電気的影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>降水・洪水</td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>風（台風）</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>竜巻</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>凍結</td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>積雪</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>落雷</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>火山</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>生物学的事象</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>森林火災</td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	事象	影響モード				荷重	浸水	温度	電気的影響	降水・洪水		○			風（台風）	○				竜巻	○				凍結			○		積雪	○				落雷				○	火山	○				生物学的事象				○	森林火災			○	
事象	影響モード																																																								
	荷重	浸水	温度	電気的影響																																																					
降水・洪水		○																																																							
風（台風）	○																																																								
竜巻	○																																																								
凍結			○																																																						
積雪	○																																																								
落雷				○																																																					
火山	○																																																								
生物学的事象				○																																																					
森林火災			○																																																						

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・重要安全施設の設計に当たっては、これ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（必要に応じて異種の自然現象を重畳させる）により作用する力（衝撃）に設計基準事故時の荷重（応力）を適切に考慮する必要があり、それぞれの因果関係や時間的変化を踏まえて、適切に組み合わせているか。</p>	<p>Ⅲ－4. 4 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対する重要安全施設への考慮</p> <p>第6条第2項の規定は、重要安全施設は、これ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て設計することを要求している。</p> <p>申請者は、許可基準規則解釈第6条第4項に基づき、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」に示されるものを参考に、第6条第2項に規定する重要安全施設を選定している。</p> <p>その上で、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、「Ⅲ－4. 1 外部事象の抽出」の1. で抽出した自然現象に含まれ、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く、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は生じることもないため、自然現象による衝撃のみを考慮するとしている。</p>	<p>2について</p> <p>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。</p> <p>(1) クラス1</p> <p>(2) PS-2のうち機能喪失した場合に周辺公衆へ過度の被ばくを及ぼす可能性のある系統及びMS-2のうち設計基準事故時にプラント状態を把握する機能を有する系統</p> <p>重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、第1項において選定した自然現象に含まれる。HTTRでは、重要安全施設は全て原子炉建家内に内包されており、自然現象に対しては建家を外殻として防護する設計としている。このため、自然現象の衝撃が重要安全施設に作用することはない。また、</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第6条 【その他外部事象】外部からの衝撃による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTRR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>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。</p> <p>このことから、自然現象により重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を組み合わせる必要はなく、重要安全施設は、個々の自然現象に対して、安全機能を損なわない設計とする。</p>
		<p>規制委員会は、申請者が重要安全施設を外殻として防護する原子炉建家については、設計基準事故時に当該建家の健全性に影響を与える有意な応力が生じることとはなく、自然現象による衝撃のみを考慮する設計としていること、重要安全施設は外殻である原子炉建家に防護され、個々の自然現象に対して、安全機能を損なわない設計であることを確認した。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第7条 試験研究用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>Ⅲ－5 試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）</p> <p>第7条の規定は、工場等には、試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入、爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が不正に持ち込まれること及び不正アクセス行為のそれぞれを防止するための設備を設けることを要求している。</p>	
<p>第7条 工場等には、試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入、試験研究用等原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第二百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス</p>	<p>(1) 人の不法な侵入を防止するための物的障壁等の措置、爆破物等の持ち込み管理に加え、安全保護回路等への不正アクセス行為[*]の防止等の方針策定することとしていること、また、この方針が核物質防護対策により実施する方針の一環として実施することとしていることを確認する。</p> <p>(2) 不正アクセス行為[*]については、安全保護回</p>	<p>これに対して申請者は、以下の設計方針としている。</p> <p>1. 本試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入を防止するため、人及び車両の立ち入りを制限するための区域を設定し、柵等の障壁を設置する設計とする。これらの区域の出入口については、常時監視又は施錠管理を行える設計とする。また、原子炉施設においても、区域を設定し、鉄筋コンクリート造（一部鉄骨造及び鉄骨鉄筋コンクリート造）の障壁その他の堅固な構造の障壁等により区画する。区域の出入口は施錠管理し、人の不法な侵入を防止する設計とする。</p> <p>2. 本試験研究用等原子炉施設へ不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること（郵便物等による大洗研究所外からの爆破物又は有害物質の持ち込みを含む。）がないように柵等の障壁で区画し、人の立入りを制限すると</p>	<p>1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止</p> <p>原子炉施設は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近等に対し、これを防衛できるように設計する。</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>(1) 人の不法な侵入の防止措置</p> <p>原子炉施設への人の不法な侵入を防止するため、大洗研究所（北地区）に人及び車両の立ち入りを制限するための区域を設定し、柵等の障壁を設置する。区域の出入口については、常時監視又は施錠管理を行える設計とする。また、原子炉施設においても、区域を設定し、鉄筋コンクリート造の障壁その他の堅固な構造の障壁等により区画する。区域の出入口は施錠管理し、人の不法な侵入を防止する設計とする。</p> <p>また、緊急時に外部へ確実に通報するための通信連絡設備として、警備室に固定電話、携帯電話等を設ける。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第7条 試験研究用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>行為をいう。第十八条第六号において同じ。)を防止するための設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】 第7条の要求には、工場等内の人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為、郵便物等による工場等外からの爆破物又は有害物質の持ち込み及びサイバーテロへの対策が含まれる。</p>	<p>路等へのアクセス防止のための物理的・機能的分離や出入管理等による対策、原子炉施設の運転制御系について、外部から電子媒体が持ち込まれることによるコンピュータウイルスに感染するリスク等に対する対策を具体的に示していることを確認する。</p> <p>※:不正アクセス行為の禁止等に関する法律第二条第4項 この法律において「不正アクセス行為」とは、次の各号のいずれかに該当する行為をいう。</p> <p>一 アクセス制御機能を有する特定電子計算機に電気通信回線を通じて当該アクセス制御機能に係る他人の識別符号を入力</p>	<p>もに持ち込み点検を行える設計とする。</p> <p>3. 不正アクセス行為(サイバーテロを含む。)を防止するため、本試験研究用等原子炉施設の運転制御に関する設備又は装置及び核物質防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムは、電気通信回路を通じた外部からのアクセスを遮断するため、外部通信回路と接続しない設計とする。また、外部から電子媒体が持ち込まれてコンピュータウイルスに感染する等によるシステムの異常動作を防ぐため、出入管理及び盤等を施錠管理することにより物理的アクセスを制限する設計とする。</p> <p>4. これらは、核物質防護対策の一環として実施する。</p>	<p>(2) 爆発性又は易燃性を有する物件等の持ち込みの防止措置 不正に爆発性又は易燃性を有する物件其他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件(以下「不正な物品」という。)が持ち込まれることがないよう、柵等の障壁で区画し、人の立入りを制限するとともに持ち込み点検を行える設計とする。外部から搬入される郵便物や宅配物については、大洗研究所(北地区)の立ち入りを制限するための区域外に確認場所を設け、検査装置を用いて確認を行うことにより、不正な物品の持ち込みを防止する設計とする。原子炉施設の立ち入りを制限するための区域へ入域する際は、警備員等による携帯品等の持込品確認を行うことにより、不正な物品の持ち込みを防止する設計とする。</p> <p>(3) 不正アクセス行為の防止措置 原子炉施設の運転制御に関する設備又は装置及び核物質防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムは、電気通信回路を通じた外部からのアクセスを遮断するため、外部通信回路と接続しない設計とする。また、外部から電子媒体が持ち込まれてコンピュータウイルスに感染する等によるシステムの異常動作を防ぐため、出入管理及び盤等を施錠管理することにより物理的アクセスを制限する設計とする。</p> <p>(1)～(3)について、核物質防護に係るものについては</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第7条 試験研究用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>して当該特定電子計算機を作動させ、当該アクセス制御機能により制限されている特定利用をし得る状態にさせる行為 (当該アクセス制御機能を付加したアクセス管理者がするもの及び当該アクセス管理者又は当該識別符号に係る利用権者の承諾を得てするものを除く。)</p> <p>二 アクセス制御機能を有する特定電子計算機に電気通信回線を通じて当該アクセス制御機能による特定利用の制限を免れることができる情報 (識別符号であるものを除く。)又は指令を入力して当該特定電子計算機を作動</p>		<p>核物質防護対策の一環としても実施する。</p> <p>2. 原子炉施設の配置</p> <p>2.2 設計方針</p> <p>(1) (2) (略)</p> <p>(3) 安全機能を有する構築物等への不法な接近、侵入の防止措置を考慮する。</p> <p>(4) (略)</p> <p>2.5 建家及び構築物</p> <p>2.5.1 概要 (略)</p> <p>更に、安全上重要な構築物、系統及び機器を含む区画を設定し、これらの区域への第三者による不法な接近、侵入を防止するための施錠、フェンス等の物的障壁を設ける。(略)</p> <p>2.5.2 原子炉建家 (略)</p> <p>原子炉建家は、鉄筋コンクリート造(一部鉄骨造及び鉄骨鉄筋コンクリート造)で、鉄筋コンクリート造の基礎版上に構築する。</p> <p>原子炉建家には、天井クレーンを設ける。</p> <p>16.12 核燃料物質の防護</p> <p>原子炉施設の核燃料物質の防護は、原子炉等規制法第43条の2の規定に基づいて大洗研究所(北地区)が</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第7条 試験研究用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>させ、その制限されている特定利用をし得る状態にさせる行為（当該アクセス制御機能を付加したアクセス管理者がするもの及び当該アクセス管理者の承諾を得てするものを除く。次号において同じ。）</p> <p>三 電気通信回線を介して接続された他の特定電子計算機が有するアクセス制御機能によりその特定利用を制限されている特定電子計算機に電気通信回線を通じてその制限を免れることができる情報又は指令を入力して当該特定電子計算機を起動させ、その制限されている特定利用を</p>		<p>定める核物質防護規定の定めるところにより、特定核燃料物質の盗取等による不法な移転又は妨害破壊行為の防止を図るため、必要な措置を採る。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第7条 試験研究用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	し得る状態にさせる行為		
		<p>規制委員会は、申請者が以下の設計方針としていることを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 本試験研究用等原子炉施設に対する第三者の不法な侵入、爆発物等の不正な持ち込みを未然に防止するため、柵等の物理的な障壁等をもつ区域を設定し、これらの区域への人の立入りを制限するとともに持ち込み点検を行える設計とすること。 2. 原子炉の運転制御系等の情報システムは、電気通信回路を通じた外部からのアクセスを遮断する設計とすること。 3. 出入管理及び盤等を施錠管理することにより物理的アクセスを制限する設計とすること。 	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 8 条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>第 8 条 試験研究用等原子炉施設は、火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、<u>必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備（以下「消火設備」という。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するもの</u>でなければならない。</p> <p>2 消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても<u>試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないもの</u>でなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第 8 条については、</p>	<p>・火災防護の基本方針として、発電用原子炉施設の火災防護基準における①火災の発生防止、②火災の早期感知及び消火、③火災の影響軽減、の 3 方策をどのように取り入れるのかを確認する。</p> <p>(例)</p> <ul style="list-style-type: none"> - 発電用原子炉施設と同様に火災防護基準を適用し、火災防護対策を講じる。 - 火災防護基準を参考とし、火災防護 3 方策を組み合わせ、原子炉の安全停止機能を損なわない対策を講じる。 <p>・火災防護基準を参考として火災防護 3 方策の組合せにより対策を講じる場合は、対象とする試験研究用等</p>	<p>Ⅲ－6 火災による損傷の防止（第 8 条関係）</p> <p>第 8 条の規定は、試験研究用等原子炉施設に対して、火災により安全施設が安全機能を損なわないよう、必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備並びに火災の影響を軽減する機能を有する設計とすることを要求している。また、消火設備は破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計とすることを要求している。</p> <p>申請者は、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴（「Ⅲ－10 安全施設（第 12 条関係）」にて記載する。）を考慮し、必要に応じて火災の発生を防止し、火災発生を早期に感知し、消火を行う設備を有し、火災の影響軽減を考慮した設計とすることとし、これらの火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の三方策を適切に組み合わせ、想定される火災に対して、原子炉の停止機能、原子炉の冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び使用済燃料の貯蔵機能を維持する設計とするとしている。</p> <p>このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 火災区域及び火災区画の設定 2. 火災の発生防止に係る設計方針 	<p>1.6 火災防護</p> <p>1.6.1 火災防護に関する基本方針</p> <p>原子炉施設は、想定される火災によっても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに、使用済燃料の貯蔵機能を維持できる設計とする。また、使用済燃料の貯蔵プールについては、プール水の供給配管に接続口から注水を行える設計とすることで、冷却機能及び給水機能を維持できる設計とする。火災防護対策は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」及び「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」を参考に、高温工学試験研究炉の安全上の特徴を考慮し、必要に応じて火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の三方策を適切に組み合わせ、原子炉の停止機能、原子炉の冷却機能、放射性物</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>設計基準において想定される火災により、試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、試験研究用等原子炉施設の安全上の特徴に応じて必要な機能（火災の発生防止、感知及び消火並びに火災による影響の軽減）を有することを求めている。また、上記の「試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれない」とは、安全施設が安全機能を損なわないことを求めている。ここでいう「<u>安全機能を損なわない</u>」とは、試験研究用等原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できることを</p>	<p>原子炉施設の安全上の特徴や可燃物管理（種類や取扱量）を考慮したうえで、3方策の適用の程度や組合せの考え方が合理的であることを確認する。</p> <p>・火災区域は耐火壁により囲まれ、他の区域と分離されている建屋内の区域とすること。</p> <p>・火災区画は、火災区域を細分化したものであって、耐火壁、離隔距離、固定式消火設備</p>	<p>3. 火災の感知及び消火に係る設計方針</p> <p>4. 火災の影響軽減に係る設計方針</p> <p>規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、申請者が、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴を踏まえ、火災防護基準を参考とし、米国電子工学会（IEEE）規格、消防法、建設省告示等も踏まえ、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減を適切に組み合わせた火災防護を行うとしていること、また、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合にも原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計としていることから、許可基準規則に適合しているものと判断した。</p> <p style="text-align: center;">各項目についての審査内容は以下のとおり。</p> <p>1. 火災区域及び火災区画の設定</p> <p>火災防護基準は、火災発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じるために、火災区域及び火災区画を設定することを要求している。</p> <p>申請者は、安全施設の中から、原子炉を安全に停止し、炉心の冷却状態が維持でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための設備として、第6条第2項及び第28条第1項に規定する重要安全施設並びに第</p>	<p>質の閉じ込め機能及び使用済燃料の貯蔵機能を維持する。</p> <p>また、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計とする。</p> <p>なお、火災が発生した場合は、速やかに初期消火活動を行うとともに、大洗研究所内通報連絡系統に従って通報し、火災の消火、拡大防止のための活動を行う。また、火災延焼のおそれがある場合には原子炉を停止する措置を行う。</p> <p>1.6.2 火災防護対象設備</p> <p>火災防護対象設備は、安全施設の中から、原子炉を安全に停止・維持でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための設備を選定する。これらの設備は、第1.3.1表に示す第6条に関する重要安全施設として選定しており、第1.3.1表に示す設備を火災防護対象設備として選定する。また、第1.3.1表に示す設備が損傷した場合、これらの事象に対処するための多重化された系統が火災により同時に機能を失わないよう、第</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 8 条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>いう。さらに、<u>使用済燃料貯蔵槽において、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できることをいう。</u>したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、試験研究用等原子炉施設に対して必要な措置が求められる。</p> <p>2 (ナトリウム冷却型高速炉の規定のため略)</p> <p>3 第 2 項の規定について、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、<u>試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわ</u></p>	<p>等により分離された火災防護上の区画とすること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災防護対象設備は、火災区域、火災区画内に配備して防護する設計であることを確認する。 ・火災防護対象設備は、以下のとおりとする。 <ul style="list-style-type: none"> - 試験研究用等原子炉を安全に停止し、放射性物質の閉じ込め機能を維持できること。 - 停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できること。 - 使用済燃料貯蔵槽においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できること。 	<p>1 2 条第 2 項に規定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火災防護対象設備として選定するとしている。また、使用済燃料の貯蔵機能を維持するための設備については、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール及び使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック並びに使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵セル及び使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックを火災防護対象設備として選定するとしている。また、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールの冷却機能及び給水機能を維持するため、当該貯蔵プールから水の供給配管の接続口までを火災防護対象設備として選定するとしている。</p> <p>また、耐火壁、耐火扉等により、他の区域と分離されている区域を火災区域として設定し、火災区域内において、系統分離を勘案し、耐火壁、耐火扉、防火ダンパ等により分離した火災区画を設定するとしている。</p> <p>火災区域又は火災区画内において火災が発生しても、火災伝播により火災防護対象設備の安全機能を損なわないことについては、「4. 火災の影響軽減に係る設計方針」にて記載する。</p> <p>以上のことから、規制委員会は、申請者が火災防護対象設備を設置する場所を、火災区域及び火災区画として、火災防護基準を踏まえたものであることを確認した。</p>	<p>1.3.2 表及び第 1.3.3 表に示す重要安全施設を火災防護対象設備として選定する。使用済燃料の貯蔵機能を維持するための設備については、原子炉建家内の貯蔵プール及び貯蔵ラック並びに使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セル並びに貯蔵ラックを火災防護対象設備として選定する。また、貯蔵プールの冷却機能及び給水機能を維持するため、プール水の供給配管の接続口までを火災防護対象設備として選定する。</p> <p>1.6.3 火災区域及び火災区画の設定</p> <p>耐火壁、耐火扉、貫通部シール及び換気系統によって、他の区域と分離されている区域を火災区域として設定する。また、火災区域において、系統分離を勘案して火災区画を設定する。火災区画は、建設省告示第 1399 号において定められた構造方法に準拠した耐火能力を有する耐火壁、建設省告示第 1369 号において定められた構造方法に準拠した耐火能力を有する耐火扉及び消防法が定める基準を満たした防火ダンパ及びモルタル等の不燃材料による貫通部シールにより分離する。</p> <p>多重化された系統のケーブルトレイ若しくは機器が同一の火災区域又は火災区画に混在し、耐火壁等による分離が困難な場合は、相互に分離されたケーブルト</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>いものであること。</p>	<p>・火災防護対象設備は、設計基準事故に対処するための設備に加え、使用済燃料貯蔵施設の冷却機能及び給機能に係る設備を基本とするが、地震等の自然現象に起因して発生する火災に対しては、地震等の自然現象発生時に期待する機能を火災の影響軽減対策により防護する設計であることを確認すること。</p>		<p>レイ・機器間に可燃物がないことを確認し、米国電気電子工学会(IEEE)規格 384 (1992 年版) を参考とした分離により、多重化された系統の安全機能が損なわれないようにする。</p> <p>なお、多重化された原子炉の停止系及び冷却系に係るケーブルを収納するケーブルトレイのうち、系統が混在する火災区域又は火災区画内に設置されるケーブルトレイの1系統については、建設省告示 1369 号を参考とした鉄板厚さ(1.5mm)以上により1時間の遮炎性を確保することに加え、ケーブルトレイが過熱されることによるケーブルへの熱的影響を考慮し、ケーブルトレイに1時間の耐火性を有する障壁材を巻設する。</p> <p>上記により、火災区域又は火災区画内において火災が発生しても、火災伝播により火災防護対象設備の安全機能を損なわないことを火災影響評価にて確認する。また、火災区域及び火災区画内には消防法が定める基準を満たした煙感知器、熱感知器及び火災受信機盤から構成する火災感知設備並びに消防法が定める基準を満たした消火器、消火栓及び二酸化炭素消火設備から構成する消火設備を消防法に基づき配置する。</p>
		<p>2. 火災の発生防止に係る設計方針</p> <p>火災防護基準は、火災の発生を防止するための対策を講じること、安全機能を有する機器等に対して、不燃性材料若しくは難燃性材料又は難燃ケーブルを使用すること、原子炉施設内の構築物、系統及び機器に</p>	<p>1.6.4 火災の発生防止</p> <p>想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、以下の火災の発生防止対策を講じる。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・発火性又は引火性の物質を内包した機器を設置する火災区域は、漏えいの防止、拡大防止策などの火災防護対策を講じていることを確認する。</p>	<p>対して、自然現象によって火災が発生しないように対策を講じることを要求している。</p> <p style="padding-left: 2em;">申請者は以下のとおり対策を講じている。</p> <p>(1) 発火性又は引火性の液体である潤滑油及び燃料油を内包する機器については、パッキンの挿入又は堰の設置により漏えいを防止する設計とする。また、電源用のしゃ断器については、絶縁油を使用しないしゃ断器を使用する設計とする。</p>	<p>(1) 発火性物質及び引火性物質の漏えいの防止</p> <p style="padding-left: 2em;">発火性又は引火性の液体としては、原子炉施設内に設置されるポンプ、ファン、循環機、圧縮機、非常用発電機、冷凍機等に内包される潤滑油及び燃料油があり、これらを内包する機器についてはパッキンの挿入又は堰の設置により漏えいを防止する設計とする。</p> <p>(2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p style="padding-left: 2em;">…電源用のしゃ断器については、絶縁油を使用しないしゃ断器を使用する。…</p> <p>【まとめ資料】 p295</p> <p>2) 潤滑油、燃料油の火災について</p> <p style="padding-left: 2em;">潤滑油、燃料油の漏えい火災では、米国の火災確率論的リスク評価ガイドNUREG/CR-68506-17を参考として、機器が内包する油量の10%が漏えいし燃焼するものとする。なお、潤滑油の漏えいを防止するパッキンは金属製のケーシングに格納されており、他の火災による影響を受けにくい構造である。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 8 条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<ul style="list-style-type: none"> ・安全機能を有する機器等は、不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計であることを確認する。 ・保温材は金属、ロックウール又はグラスウール等、不燃性のものを使用する設計であることを確認する。 	<p>(2) 火災防護対象設備は、鋼等の不燃性材料を使用することにより、火災の発生を防止する設計とする。また、火災防護対象設備に使用している保温材は、ロックウール、グラスウール、けい酸カルシウム等からなる不燃性材料を使用する設計とする。</p>	<p>(2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p>火災防護対象設備の材料については、鋼等の不燃性材料を用いるとともにケーブルについては難燃性材料を使用することで、火災の発生を防止する設計とする。…火災防護対象設備に使用している保温材は、ロックウール、グラスウール、けい酸カルシウムからなる不燃性材料を使用する。</p> <p>【まとめ資料】 p20</p> <p>⑤火災防護対象設備に使用している保温材は、建設省告示第 1400号（不燃材料を定める件）にて不燃性が認められているロックウール、グラスウール、ケイ酸カルシウムからなる保温材を使用していることを設計仕様書にて確認している。また、火災防護対象設備である非常用空気浄化設備に使用している微粒子フィルタについては、グラスウール及びよう素除去フィルタについては、活性炭を使用している。</p> <p>⑥建家内装材については、石こうボード等の不燃性材料を使用している。また、中央制御室のカーペットは消防法に規定する防災性能を有している。</p>
	<ul style="list-style-type: none"> ・ケーブルは難燃ケーブルを用いていることを確認する。 ・難燃性は、延焼性及び 	<p>(3) ケーブルは原則として難燃ケーブルを使用する。ただし、中性子計装ケーブル及び放射線モニタケーブルは耐ノイズ性能を確保するため非難燃ケーブルを使用していることから、当該非難燃ケーブルについては、電線管内に敷設するととも</p>	<p>(2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p>…火災防護対象設備に係るケーブルについては、米国電気電子工学会 (IEEE) 規格 383 等の垂直トレイ燃焼試験及び ICEA 垂直燃焼試験若しくは UL 垂直燃焼試験に合格する難燃ケーブルを使用する。…</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>自己消火性の実証試験により示されていること。 (実証試験の例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 自己消火性の実証試験・・・UL 垂直燃焼試験 ・ 延焼性の実証試験・・・IEEE383 又は IEEE1202 <p>これらの試験によらない場合は、技術的に同等であることを確認すること。 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> - 例示の規格試験によらない場合は、申請者が実施した難燃性（自己消火性＋耐延焼性）確認試験項目を例示の規格試験と比較し、相違が有意でないことを確認する。 - 試験項目に有意な相違点がある場合は、相違点による影 	<p>に、電線管の開口部を熱膨張性及び耐火性を有したシール材で閉塞させ酸素の供給を防止することで、難燃ケーブルと同等の耐延焼性及び自己消火性を確保する設計とする。</p>	<p>中性子計装ケーブル及び放射線モニタケーブルは耐ノイズ性能確保のため難燃性以外のケーブルを使用していることから電線管内に敷設するとともに、電線管の開口部を熱膨張性及び耐火性を有したシール材で閉塞させ酸素の供給を防止することで、難燃ケーブルと同等の耐延焼性及び自己消火性を確保する。…</p> <p>【まとめ資料】 p20</p> <p>③火災防護対象ケーブルは、延焼性能及び自己消火性能を有した難燃性ケーブルを使用している。延焼性能については、IEEE-383等の垂直トレイ試験への適合すること、自己消火性能については、ICEA 垂直燃焼試験（絶縁体のみ実施）あるいはUL 垂直燃焼試験に適合することで性能を担保する。なお、ICEA 垂直燃焼試験を実施しているケーブルのシースについては、同じ材料を前提に、実用発電用原子炉のUL 垂直燃焼試験結果を参考に自己消火性を確認する。ケーブルシース厚さについては、実用発電用原子炉のUL 垂直燃焼試験で確認したシース厚さ以上を担保する。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>響が、他の設計要素（材料、構造、想定火災条件等）により対応できていることを確認する。</p>		
	<ul style="list-style-type: none"> ・電気系統は、過電流による過熱、焼損を防止する設計であることを確認する。 ・電気系統は、地絡、短絡等に起因する過電流による過熱防止のため、保護継電器と遮断器の組合せ等により故障回路の早期遮断を行い、過熱、焼損の防止する設計であることを確認する。 	<p>(4) 電気系統は、高圧回路用の気中しゃ断器又は真空しゃ断器を用いている配線については、過電流継電器等の保護装置としゃ断器の組合せ等により、地絡・短絡等に起因する過電流による過熱や損傷を防止する設計とする。</p>	<p>(3) 電気系統の過熱、焼損の防止</p> <p>電気系統に接続する負荷のうち、高圧回路用の気中しゃ断器、真空しゃ断器を用いている配線については、過電流継電器等の保護装置としゃ断器の組合せ等により、地絡・短絡等に起因する過電流による過熱や損傷を防止する設計とする。ケーブルの火災については、高圧回路用の気中しゃ断器、真空しゃ断器によって配線されている動力ケーブルについて想定する。</p> <p>【まとめ資料】 p19</p> <p>4. 3 電気系統の過熱、焼損の防止</p> <p>①気中しゃ断器、真空しゃ断器から配線される440V以上の電気系統については、地絡、短絡等に起因する過電流を漏電継電器、過電流継電器等の組合せにより故障回路の早期しゃ断を行い、ケーブルの加熱・焼損を防止している。</p> <p>②電気系統のうち配線用しゃ断器から配線される440V以下の電気系統については、熱膨張率の異なる2種の金属板の温度変化によって湾曲するバイメタ</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 火災区域内で水素が漏れいしても、水素の燃焼限界濃度以下となるように水素を排気できる設備を設置する設計であることを確認する。 ・ 蓄電池室の換気設備が、2%を十分下回る水素濃度に維持できることを確認する。 ・ 換気機能の喪失時には中央制御室に警報を発する設計であることを確認する。 	<p>(5) 蓄電池から発生する水素ガスの蓄積防止は換気設備により行い、停電が発生した場合においても非常用発電機からの給電により運転を継続する設計とする。蓄電池室の換気設備が異常により停止した場合は、中央制御室に警報を発信する設計とする。また、換気停止時における水素ガスの滞留防止の処置を蓄電池室の水素濃度が2%に達する前に講じ、蓄電池室の水素濃度を燃焼限界濃度以下に抑える設計とする。滞留防止の処置は、蓄電池室の扉を開放するとともに、蓄電池室上部に水素ガスが滞留することを防止する目的でブローによる送風を行うこととする。</p>	<p>ルの物理現象による過電流保護を行い、ケーブルの加熱・焼損を防止している。</p> <p>(4) 蓄電池から発生する水素ガスの蓄積防止 蓄電池から発生する水素ガスの蓄積防止は換気設備により行い、停電が発生した場合においても非常用発電機からの給電により運転を継続する設計とする。蓄電池室の換気設備が異常により停止した場合は、中央制御室に警報を発信する設計とする。また、換気停止時における水素ガスの滞留防止の処置を蓄電池室の水素濃度が2%に達するまでに講じ、蓄電池室の水素濃度を燃焼限界濃度以下に抑える。滞留防止の処置は、蓄電池室の扉を開放するとともに、蓄電池室上部に水素ガスが滞留することを防止する目的でブローによる送風を行う。</p> <p>【まとめ資料】 p30 蓄電池室の換気停止時における対応について</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蓄電池室は、換気系による換気が常時行われていることから水素は滞留しない。商用電源喪失時においても、非常用発電機からの給電により換気系による換気が期待できることから同様である。全交流電源喪失時には、換気系は停止することとなるが、蓄電池の放電により水素が発生することはない。商用電源の復電により蓄電池への充電が開始され水素が発生することとなるが、換気系も商用電源の復電

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>により再起動する。従って、充電期間中に水素が成層化して可燃域に達することはないが、念のためブローを用いた蓄電池室の換気を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・扉を開放し水素ガスを逃がす措置を講ずると共に、蓄電池室上部に水素ガスが滞留することを防止するためブローを設置し天井に向けて送風を行う。 ・扉を開放したときの排気口面積は、社)電池工業会「鉛蓄電池に関する設計指針」により、自然換気による排気口面積以上であることを確認している。 ・ブロー設置の措置は蓄電池室の換気停止を確認してから30分を目途に行う。 ・蓄電池室内全体に対して水素ガス濃度が2%に達するまでの時間は、以下により H181 室(蓄電池B) 111 時間、H182 室(蓄電池A) 99 時間である。
	<p>・落雷による火災の発生防止対策として、建屋等に避雷設備を設置する設計であることお確認する。</p>	<p>(6) 雷害防止として、建築基準法に基づき排気筒へ避雷針を設置する。</p>	<p>(第6条関係) 適合のための設計方針 1について 安全施設は、以下のとおり構造物及び機器の条件を設定し、地震及び津波以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれないようにする。 (1)～(4) (略) (5) 落雷 雷害防止として、建築基準法に基づき排気筒へ避雷針を設置する。また、避雷針の接地極として、接</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>地網を布設して接地抵抗の低減を図る。</p> <p>安全保護系である原子炉保護設備及び工学的安全施設の計装ケーブル及び制御ケーブルはシールドケーブルを採用するとともに、屋外に敷設されるケーブルについては、鉄筋コンクリートトレンチ、金属製トレイ又は金属製電線管に収納し接地する。</p> <p>(以下略)</p>
		<p>以上のことから、規制委員会は、申請者による火災の発生防止に係る設計が、火災防護基準を踏まえたものであることを確認した。</p> <p>ただし、規制委員会は、申請者が実施した難燃ケーブルの自己消火性の試験方法は ICEA 垂直燃焼試験であり、火災防護基準で規定している UL 垂直燃焼試験と試験方法が同一ではないものの、両者は試験方法、試験条件及び残炎時間の確認において同等でありケーブルシースの寄与が異なる点であること、その相違を踏まえた上で、本試験研究用等原子炉施設に敷設している難燃ケーブルについては、絶縁材そのものの自己消火性に加え、ケーブルシースにおいても材料の酸素指数が絶縁材よりも大きく自己消火性があること、また、必要なケーブルシース厚さが確保できていることから、難燃ケーブル全体として十分な自己消火性が確保されることを確認した。</p> <p>なお、型式試験により絶縁体の自己消火性を確認していない火災防護対象ケーブルについては、敷設され</p>	<p>(2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p>…ケーブルの自己消火性を確保する ICEA 垂直燃焼試験は、UL 垂直燃焼試験と同様に 60 秒以内の残炎時間を確認する試験であり、試験方法及び試験条件は、ケーブルシースを取り除き、絶縁体を剥き出しの状態加熱する点を除き UL 垂直燃焼試験と同等である。また、UL 垂直燃焼試験により加熱するケーブルシースは、自己消火性を示す酸素指数が ICEA 垂直燃焼試験で加熱する絶縁体よりも大きく、絶縁体よりも燃焼し難いことから、ケーブルの自己消火性は絶縁体よりもケーブルシースの寄与が大きい。このため、ICEA 垂直燃焼試験により絶縁体の自己消火性を確認しているケーブルについては、絶縁体よりも燃焼し難いケーブルシースの自己消火性は確保できるため、当該試験によりケーブルの自己消火性を確保</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 8 条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>ている既設の余長ケーブルを活用して UL 垂直燃焼試験を実施し、自己消火性を確認する方針であることもあわせて確認した。</p>	<p>する。ICEA 垂直燃焼試験により、絶縁体の自己消火性を確認していない火災防護対象設備に係るケーブルについては、敷設されている既設の余長ケーブルに対する UL 垂直燃焼試験を行う。…</p> <p>【まとめ資料】 p284, 285</p> <p>火災防護対象ケーブルについては、UL 垂直燃焼試験に拠る自己消火性の実証が審査基準において例示されている。UL 垂直燃焼試験に拠る自己消火性能の担保については、HTTR では、IEEE383 等に基づく垂直トレイ燃焼試験に加え、建設時の型式試験にてケーブル芯線に係る自己消火性を、UL 垂直燃焼試験と同等の試験である ICEA 垂直燃焼試験にて 60 秒以内の残炎時間を確認している。ICEA 垂直燃焼試験は、UL 垂直燃焼試験と同様に 60 秒以内の残炎時間を確認する試験であり、試験方法、燃焼源、加熱熱量、使用燃料、加熱角度、加熱時間も同様である。</p> <p>ICEA 垂直燃焼試験は、ケーブルシースを取り除き、絶縁体が剥き出しの状態に加熱することが、外側のケーブルシースを加熱する試験方法である UL 垂直燃焼試験と異なる点である。なお、絶縁体の自己消火性を示す酸素指数がケーブルシースよりも小さく、ケーブルシースよりも燃焼し易い絶縁体のみで残炎時間を担保する ICEA 垂直燃焼試験のほうが、UL 垂直燃焼試験に対してより厳しい試験条件であることから保守的である。これについては、ケーブルの自己消火性は、絶縁</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 8 条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>体よりもケーブルシースに係る寄与が大きいことによる。具体的には、自己消火性は、日本工業規格（JISK7201）に基づく試験方法により算定される酸素指数が大きく影響する。酸素指数は、材料の燃焼が雰囲気中の酸素濃度に依存することに着目し、材料が自然鎮火する限界酸素濃度をもとに指数として定めた物性値であり、値が大きいほど自己消火性が高い。絶縁体とケーブルシースの酸素指数については、ケーブルシースの酸素指数が大きいことが一般的であり、HTTR の火災防護対象ケーブルについても絶縁体に比べてケーブルシースの酸素指数が大きいことを型式試験及びケーブル仕様書にて確認している。</p> <p>ICEA 垂直燃焼試験により絶縁体の自己消火性を確認しているケーブルに係るケーブルシースについては、日本工業規格（JISC3005）に基づく構造試験、引張試験、加熱試験、耐油試験に適合していること及び IEEE383 等に基づく垂直トレイ燃焼試験に適合していることを確認した上で、実用発電用原子炉が実施した同じ材料のケーブルシースに対する UL 垂直燃焼試験結果を参考に自己消火性を担保する。なお、ケーブルシース厚さについては、UL 垂直燃焼試験の要求事項としていないが、実用発電用原子炉の UL 垂直燃焼試験で確認したケーブルシースの厚さ 1.5mm に対して、HTTR の ICEA 垂直燃焼試験で確認したケーブルに係るケーブルシースの厚さが 1.5mm 以上有していることをケーブル仕様書にて確認している。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・火災を早期感知できるように、固有の信号を発する異なる種類の感知器を組み合わせて設置する設計であることを確認する。</p> <p>・異なる種類の感知器を組み合わせない場合は、火災区画内の可燃物や想定される火災の特性を踏まえ、単一の感知器でも早期感知可能であることを確認する。</p> <p>・感知器は、外部電源喪失時においても、機能を喪失しない設計であることを確認する。</p>	<p>3. 火災の感知及び消火に係る設計方針</p> <p>火災防護基準は、火災感知設備及び消火設備について、早期の火災感知及び消火を行える設計とすることを要求している。また、これらの火災感知設備及び消火設備は、地震等の自然現象に対して機能及び性能を維持すること、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、安全機能を有する機器等の機能が損なわれないよう消火設備を設計することを要求している。</p> <p>(1) 火災感知設備</p> <p>申請者は以下のとおり対策を講じるとしている。</p> <p>① 原子炉建家内（原子炉格納容器内を除く。）及び冷却塔並びに使用済燃料貯蔵建家内の火災感知のため、非アナログ式の煙感知器を設置する。非常用発電機の燃料移送ポンプ室には燃料の気化を考慮して防爆型熱感知器を設置する。中央制御室には火災受信機盤を設置し、火災の警戒範囲を示す火災警戒区画線に囲まれた範囲で火災の発生場所を特定できる設計とする。火災感知設備は、商用電源喪失時においても非常用発電機から給電できる設計とする。</p>	<p>ICEA 垂直燃焼試験により、絶縁体の自己消火性を確認していない火災防護対象ケーブルについては、敷設されている既設の余長ケーブルに対するUL試験を実施することで自己消火性を確認する。</p> <p>1.6.5 火災の感知及び消火</p> <p>想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、早期に火災感知及び消火活動ができる設計とする。また、消火設備に破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計とする。このため以下を踏まえた設計とする。</p> <p>1.6.5.1 火災の感知</p> <p>(1)原子炉建家内（原子炉格納容器内を除く。）及び冷却塔並びに使用済燃料貯蔵建家内の火災感知</p> <p>原子炉建家内（原子炉格納容器内を除く。）及び冷却塔並びに使用済燃料貯蔵建家内は、換気空調設備の運転により湿度が一定に保たれていることに加え、通常運転時において、粉塵、水蒸気及び腐食性ガスを発生させる火災区域及び火災区画を有しておらず、有炎火災を発生させる有機溶剤を保管していない。このため、アナログ式の煙感知器ではなく非アナログ式の煙感知器を消防法に基づき設置する。非常用発電機の燃料移送ポンプ室には、燃料の気化を考慮して、消防法に基づき防爆型熱感知器を設置</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 感知器からの警報が中央制御室等で適切に監視でき、感知器を特定できる設計であることを確認する。 ・ 中央制御室等の受信機で感知器の設置場所を1つずつ特定できない場合は、短時間で確実に火災発生場所を特定し、消火活動が開始可能であることを確認する。 ・ 感知器は、平常時の状況を把握できるアナログ式の感知器を用 	<p>② 原子炉格納容器内の火災感知のため、非アナログ式の煙感知器及び熱感知器を設置する。火災を感知した場合には、中央制御室に設置されている煙感知器表示盤及び熱感知器表示盤に火災警報を発信する設計とする。熱感知器については、原子炉運転中において高温のヘリウム漏えいにより作動することがあるため、熱感知器が作動した場合には、原子炉格納容器圧力の上昇、原子炉格納容器内放射能の上昇及び1次冷却材圧力又は2次ヘリウム冷却材圧力の低下を確認することにより、ヘリウム漏えいあるいは火災の発生を判断できる設計とする。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、申請者による火災感知設備の設計が、火災防護基準を踏まえたものであることを確認した。</p> <p>ただし、規制委員会は、申請者の対策が、以下の点について火災防護基準で規定している対策と同一</p>	<p>することで火災を検知する。</p> <p>中央制御室には、消防法が定める基準を満たした火災受信機盤を設置し、火災の警戒範囲を示す火災警戒区画線に囲まれた範囲で火災の発生場所を特定できる設計とする。…</p> <p>…火災感知設備は、外部電源喪失時においても非常用発電機から給電できる設計とする。</p> <p>(2) 原子炉格納容器内の火災感知</p> <p>原子炉格納容器内には、ヘリウム循環機用動力ケーブルからの発火を想定した火災感知とヘリウムの漏えい感知を目的として、非アナログ式の熱感知器を消防法に基づき設置する。また、原子炉格納容器は、通常運転時において、粉塵、水蒸気及び腐食性ガスを発生させる区画を有していないことから、アナログ式の煙感知器ではなく、熱感知器と比較して早期に火災を検知できる非アナログ式の煙感知器を消防法に基づき設置する。火災を感知した場合には、中央制御室に設置されている、消防法が定める基準を満たした煙感知器・熱感知器表示盤に火災警報を発信する設計とする。</p> <p>なお、熱感知器については、原子炉運転中において高温のヘリウム漏えいにより作動することがあるため、熱感知器が作動した場合には、原子炉格納容器圧力の上昇、原子炉格納容器内放射能の上昇、1次冷却材圧力又は2次ヘリウム冷却材圧力の低下を</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>いる設計であることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 感知器を非アナログ式の設計とする場合は、火災区画内の環境条件の管理等から、感知器の誤作動防止の対策が取られていることを確認する。 ・ 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉が滞留するおそれがある火災区域には、電気・計装品は防爆型とすること。 	<p>ではないものの、早期の火災感知が行えることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器内以外の火災区域又は火災区画には煙感知器を、非常用発電機の燃料移送ポンプ室には防爆型熱感知器を設置するとしており、火災防護基準が求める「固有の信号を発する異なる感知方式の感知器等」を設置していない。</p> <p>これについては、原子炉格納容器内以外の火災感知については、火災区域及び火災区画には有炎火災を発生させる有機溶剤等を有しないこと、煙感知器により熱感知器と比較して早期に火災を検出できること、非常用発電機の燃料移送ポンプ室には、燃料の気化を考慮して防爆型熱感知器を設置することにより確実に火災を検出できること等から、感知器の多様性を有さなくとも早期検知は担保できるとしていること。</p> <p>② 中央制御室には火災受信機盤を設置し、火災の警戒範囲を示す火災警戒区画線に囲まれた範囲で火災の発生場所を特定できる設計としており、火災防護基準が求める「感知器の設置場所を1つずつ特定する」受信機を設置していない。</p> <p>これについては、中央制御室に設置した受信機において、警戒範囲を示す警報を運転員が確認した後、運転員が現場に赴き、火災発生場所</p>	<p>確認することにより、ヘリウム漏えいあるいは火災の発生を判断できる設計とする。</p> <p>(1) 原子炉建家内（原子炉格納容器内を除く。）及び冷却塔並びに使用済燃料貯蔵建家内の火災感知</p> <p>…原子炉建家内（原子炉格納容器内を除く。）及び冷却塔並びに使用済燃料貯蔵建家内は、換気空調設備の運転により湿度が一定に保たれていることに加え、通常運転時において、粉塵、水蒸気及び腐食性ガスを発生させる火災区域及び火災区画を有しておらず、有炎火災を発生させる有機溶剤を保管していない。このため、アナログ式の煙感知器ではなく非アナログ式の煙感知器を消防法に基づき設置する。非常用発電機の燃料移送ポンプ室には、燃料の気化を考慮して、消防法に基づき防爆型熱感知器を設置することで火災を検知する。…</p> <p>(1) 原子炉建家内（原子炉格納容器内を除く。）及び冷却塔並びに使用済燃料貯蔵建家内の火災感知</p> <p>…中央制御室には、消防法が定める基準を満たした火災受信機盤を設置し、火災の警戒範囲を示す火災警戒区画線に囲まれた範囲で火災の発生場所を特定できる設計とする。</p> <p>なお、作動した感知器を特定できる受信機は設置しないが、警戒範囲を示す警報を運転員が確認した後、空気呼吸器を装着の上、現場に赴き、火災の発</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>を特定し、消火活動を開始するまで10分以内に実施することが可能であるとしていること。</p> <p>③ 火災区域又は火災区画に設置する感知器は非アナログ式としており、火災防護基準が求める「アナログ式の感知器」を設置していない。</p> <p>これについては、火災区域及び火災区画は、誤作動防止の観点から湿度、塵埃等に係る使用環境を考慮し、換気空調設備の運転により湿度が一定に保たれていること、通常運転時において、粉塵、水蒸気及び腐食性ガスを発生させる区画を有していないことから、アナログ式感知器でなくとも誤動作を防止できるとしていること。</p>	<p>生場所を特定し、消火器又は屋内消火栓による消火活動を開始するまでに、短時間（10分以内）で実施することが可能である。…</p> <p>(1) 原子炉建家内（原子炉格納容器内を除く。）及び冷却塔並びに使用済燃料貯蔵建家内の火災感知 …原子炉建家内（原子炉格納容器内を除く。）及び冷却塔並びに使用済燃料貯蔵建家内は、換気空調設備の運転により湿度が一定に保たれていることに加え、通常運転時において、粉塵、水蒸気及び腐食性ガスを発生させる火災区域及び火災区画を有しておらず、有炎火災を発生させる有機溶剤を保管していない。このため、アナログ式の煙感知器ではなく非アナログ式の煙感知器を消防法に基づき設置する。 …</p>
	<p>・火災区域又は火災区画であって、火災時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難なところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する設計であることを確認</p>	<p>(2) 消火設備</p> <p>申請者は以下のとおり対策を講じるとしている。</p> <p>① 原子炉建家内（原子炉格納容器内を除く。）及び使用済燃料貯蔵建家の消火</p> <p>a. 原子炉建家内（原子炉格納容器内を除く。）及び使用済燃料貯蔵建家の火災区域又は火災区画は、非常用発電機室及び非常用電源盤室を除き、火災区域又は火災区画内の可燃物量及び区画の容積を考慮しても煙が充満する前に消火</p>	<p>1.6.5.2 火災の消火</p> <p>(1) 原子炉建家内（原子炉格納容器を除く。）及び使用済燃料貯蔵建家内の消火</p> <p>原子炉建家内及び使用済燃料貯蔵建家内には、消防法が定める基準を満たした消火器及び屋内消火栓を消防法に基づき配置する。屋内消火栓ポンプは、想定する火災に要求される必要な消火用水量を消火設備に供給できる設計とするとともに、外部電源喪</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 消火設備は、機器等に悪影響を及ぼさないように設置することを確認する。 ・ 十分な量の消火剤が配備されていることを確認する。 ・ 消火設備故障時は、中央制御室に吹鳴する設計であることを確認する。 ・ 消火設備は、外部電源喪失時に機能喪失しない設計であることを確認する。 ・ 固定式のガス式消火設備は、作動前に作業員が退避できる設計であることを確認する。 	<p>活動を開始できること、原子炉の定格運転中において火災によって原子炉格納容器外での放射線量が上昇することはなく、消火困難な区域ではないため、手動による消火で対処できることから、消火器及び屋内消火栓を設置する。</p> <p>b. 屋内消火栓ポンプは、想定する火災に要求される必要な消火用水量を消火設備に供給できる設計とする。</p> <p>c. 消火用水の水源は、HTTR機械棟の共用水槽にて確保し、さらに消火用水が必要となった場合には、共用水槽に接続する大洗研究所（北地区）内の浄水場からの給水により、消火用水を確保できる設計とする。消火用水の供給配管は専用配管とする。消火設備の故障時には、中央制御室へ警報を発信する設計とする。屋内消火栓ポンプは、商用電源を喪失しても消火が可能となるように、非常用発電機から給電できる設計とする。</p> <p>d. 煙の充満により消火器及び屋内消火栓による消火が困難となる非常用発電機室及び火災源となる動力ケーブルが集中し消火器及び屋内消火栓による消火が困難であり、かつ他の火災防護対象機器に係るケーブルへの延焼を早期に防止する必要がある非常用電源盤室には、消火剤による汚損を生じず、短時間で確実な消火を期待できるよう、必要薬剤量を備えた二酸化</p>	<p>失時においても機能を喪失することがないように非常用発電機から給電できる設計とする。消火用水の水源は、HTTR機械棟の共用水槽にて確保することに加え、大洗研究所（北地区）内の浄水場と接続することで、消火用水を確保する。また、消火用水の供給配管は専用配管とするとともに、屋内消火栓ポンプの故障時には、中央制御室へ警報を発信する設計とする。</p> <p>なお、消火活動に係る煙の影響については、火災区画内の可燃物量及び火災区画の容積を考慮しても煙が充満する前に消火活動が開始できるとともに、放射線の影響については、原子炉の定格運転中において原子炉格納容器外の放射線が上昇することはないことから、人員による消火活動を実施する。</p> <p>煙の充満により消火器及び屋内消火栓による消火が困難となる非常用発電機室には、消防法により性能が確認されている二酸化炭素消火設備を設置するとともに、消防法に定める必要薬剤量を備える。また、火災源となる動力ケーブルが集中し消火器及び屋内消火栓による消火が困難であり、かつ他の火災防護対象機器に係るケーブルへの延焼を早期に防止する必要がある非常用電源盤室についても、消火剤による汚損を生じず、短時間で確実な消火を期待できるよう、消防法により性能が確認されている二酸化炭素消火設備を設置するとともに、消防法に定める必要薬剤量を備える。また、二酸化炭素消火設</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<ul style="list-style-type: none"> ・手動操作による固定式消火設備を設置する場合は、早期に消火設備の起動が可能となるよう中央制御室から消火設備を起動できるように設計されていることを確認する。 ・中央制御室から固定式消火設備を起動できない設計の場合は、現場操作等他の手段により確実に早期起動が可能であることを確認する。 	<p>炭素消火設備を設置する設計とする。二酸化炭素消火設備は、商用電源喪失時においても機能を喪失することがないように非常用発電機から給電できる設計とする。二酸化炭素消火設備を作動させる場合は、作業前に警報を発生させ作業員の安全を図ることとする。</p> <p>e. 潤滑油を内包するポンプ室の消火については、潤滑油の漏えい量及び火災区画の容積を考慮しても煙が充満する前に消火活動を開始できることから、消火器又は屋内消火栓を用い、人員により実施する設計とし、消火に当たっては空気呼吸器の装着に加え、人員の安全を確保した上で実施する。</p> <p>② 原子炉格納容器内の消火</p> <p>原子炉格納容器内の消火活動において、煙の影響については、原子炉格納容器の内部構造を考慮すると、煙は原子炉格納容器上部に拡散するため、煙が充満する前に消火活動を開始できること、雰囲気温度や放射線の影響については、消火活動に支障をきたすほど温度や放射線量が上昇することは想定されず消火活動の妨げとはならないことから、これらの影響を考慮した結果、消火器等を用い、人員により実施する設計とする。なお、実際の消火に当たっては、空気呼吸器の装着に加え、原子炉格納容器内の温度、</p>	<p>備は、外部電源喪失時においても機能を喪失することがないように非常用発電機から給電できる設計とする。二酸化炭素消火設備を作動させる場合は、警報により作業員の安全を図るとともに起動状態及び放出状態を中央制御室に表示できる設計とする。…</p> <p>…潤滑油を内包するポンプ室の消火については、潤滑油の漏えい量及び火災区画の容積を考慮しても煙が充満する前に消火活動を開始できることから、消火器又は屋内消火栓を用い、人員により実施する。</p> <p>なお、消火にあたっては空気呼吸器の装着に加え、人員の安全を確保した上で実施する。</p> <p>(2) 原子炉格納容器内の消火</p> <p>原子炉格納容器内の消火は、消火器等を用いて人員により実施する。消火活動にあたり、煙の影響については、原子炉格納容器の内部構造を考慮すると、煙は原子炉格納容器上部に拡散するため、煙が充満する前に消火活動を開始できる。また、雰囲気温度及び放射線の影響については、消火活動に支障をきたすほど温度及び放射線量が上昇することは想定されず消火活動の妨げとはならない。</p> <p>なお、消火活動においては、空気呼吸器の装着に加え、原子炉格納容器内の温度、圧力、線量率、酸素濃度等を確認し、プラントの運転状態の確認及び</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 8 条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>圧力、放射線量率及び酸素濃度等を確認し、プラント運転状態の確認及び人員の安全を確保した上で実施する。</p> <p>③ 冷却塔内の消火</p> <p>補機冷却水設備が設置される冷却塔には、消火器及び屋外消火栓を設置する。屋外消火栓の消火用水の水源は、大洗研究所（北地区）敷地内に設置されている高架水槽にて確保し、さらに消火用水が必要となった場合には、大洗研究所（北地区）内の浄水場から高架水槽に給水できる設計とする。消火用水の供給配管は専用配管とする。</p> <p>また、移動式消火設備として、大洗研究所（北地区）内に消防自動車を配備する設計とする。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、申請者による消火設備の設計が、火災防護基準を踏まえたものであることを確認した。</p> <p>ただし、非常用発電機室及び非常用電源盤室に設置する二酸化炭素消火設備については、現場から起動を行う設計としており、中央制御室から起動できる設計としていない。</p> <p>これについて規制委員会は、火災防護基準で規定している、「手動操作による固定式消火設備を設置する場合は、早期に消火設備の起動が可能となるよう中央制</p>	<p>人員の安全を確保した上で実施する。</p> <p>(3) 冷却塔の消火</p> <p>補機冷却水設備が設置される冷却塔には、消防法が定める基準を満たした消火器及び屋外消火栓を消防法に基づき配置する。屋外消火栓の消火用水の水源は、大洗研究所（北地区）内に設置されている高架水槽にて確保し、高架水槽は大洗研究所（北地区）内の浄水場と接続することで、消火用水を確保する。消火用水は、高架水槽からの水頭圧により供給し、消火用水の供給配管は専用配管とする。</p> <p>また、移動式消火設備として、大洗研究所（北地区）内に消防自動車を配備する。</p> <p>1.6.5.2 火災の消火</p> <p>(1) 原子炉建家内（原子炉格納容器を除く。）及び使用済燃料貯蔵建家内の消火</p> <p>…なお、二酸化炭素消火設備は、中央制御室から起動できる設計ではないが、中央制御室での火災警報の確認から、退避警報の発信も含め、短時間（5 分以内）での起動操作により早期消火が可能である。…</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 8 条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>御室から消火設備を起動できるように設計されていること」と同一ではないものの、中央制御室での火災警報の確認から、退避警報の発信も含め、短時間（5分以内）での起動操作が可能であることから、早期消火が可能であることを確認した。</p>	<p>【まとめ資料】 p23</p> <p>5. 4 火災の消火（原子炉格納容器内）</p> <p>煙の影響、雰囲気温度及び放射線の影響を考慮ヘリウム循環機用動力ケーブルについては、IEEE383 に適合した延焼性能を有したケーブルを使用していることから、耐延焼性及び自己消火性を有するとともに、電線管及び鋼板で覆われたケーブルトレイ内に収納することで、煙の拡散を抑制する。なお、ヘリウム循環機用動力ケーブルの消火については、分割構造となっているケーブルトレイの鋼板を取り外し、内部に消火剤を噴霧することで対応する。可燃物は原則、原子炉格納容器内には持ち込まないことを保安規定及び運転手引により規定するとともに、保守用機器及び計測器等に対しては、建設省告示 1360 号に基づく鋼製キャビネットに収納することで煙の拡散を防止できる。万が一の煙の充満に対しては、1) 原子炉格納容器内の床はグレーチング構造であり、煙の充満に対して原子炉格納容器は十分な容積（2800m³）を有していること、2) ケーブルの延焼性及び自己消火性並びに可燃物の火災等価時間から煙の量を限定できること、4) 火災の感知から 15 分以内に消火開始を開始できることから、煙の充満に対して消火活動の妨げとはならない。</p> <p>また、定格運転中における原子炉格納容器内の雰囲気温度については、約 50℃程度であること、放射線量についても、原子炉停止中と比べて僅かに上昇する</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>程度であることから、消防要員の入域並びに消火活動の妨げとはならない。さらに、ヘリウム循環機用動力ケーブルあるいは保守用機器及び計測器等の火災に起因して放射線が上昇することはない。</p> <p>上記の理由から、固定式消火設備による消火は必要とはならず、中央制御室での火災の感知から15分以内には、空気呼吸器を装着した上で、消火器による消火活動を開始することができる。</p>
	<ul style="list-style-type: none"> ・凍結のおそれがある消火設備は凍結防止対策を講じる設計であることを確認する。 ・消火設備は、風水害により性能が著しく阻害されない設計であることを確認する。 ・消火配管は、地震時における地盤変位対策を考慮したものであること確認する。 	<p>(3) 地震等の自然現象に対する火災感知設備及び消火設備の機能等の維持</p> <p>申請者は以下のとおり対策を講じている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 屋外の消火設備の凍結を防止するため、屋内消火栓に係る屋外配管には、凍結防止ヒータを設置する設計とする。 ② 屋内消火栓ポンプは、風水害により性能が阻害されないよう屋内に設置する設計とする。 ③ トレンチ内に設置されている屋内消火栓用配管の接続部には、地震による地盤変位対策としてフレキシブル継手を使用する設計とする。 <p>規制委員会は、申請者の設計が、火災防護基準を踏まえていることを確認した。</p>	<p>1.6.5.3 自然現象等に対する対応</p> <p>消火設備は、地震等の自然現象を考慮し、以下の設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 屋外の消火設備の凍結を防止するため、屋内消火栓に係る屋外配管には、凍結防止ヒータを設置する。 (2) 屋内消火栓ポンプは、風水害により性能が阻害されないよう屋内に設置する。 (3) トレンチ内に設置されている屋内消火栓用配管の接続部には、地震による地盤変位対策としてフレキシブル継手を使用する。 (4) 屋内消火栓又は屋外消火栓が使用できない場合には、火災区域又は火災区画に配置されている消防法が定める基準を満たした消火器及びバックアップ用として中央制御室に配置されている消防法が定める基準を満たした消火器により、自衛消防隊及び公設消防が到着するまでの消火活動を行う。

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・火災防護対象設備が、建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水により安全機能を喪失しない設計であることを確認する。</p>	<p>(4) 消火設備の破損、誤動作又は誤操作による安全機能への影響</p> <p>申請者は以下のとおり対策を講じている。</p> <p>① 消火設備の破損による火災防護対象設備への被水の影響について、消火配管は火災防護対象設備と隔壁又は距離により分離するとともに、被水のおそれのある火災防護対象設備については防滴仕様の機器を使用することで、消火設備の破損による被水の影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>② 屋内消火栓については、手動により屋内消火栓ポンプの起動操作及び起動後の手元バルブの開操作を行うことで誤操作を防止する設計とする。</p> <p>③ 二酸化炭素消火設備については、消火剤である二酸化炭素は不活性ガスであり、当該消火設備の破損、誤動作又は誤操作により消火剤が放出されても、ケーブル等の汚損により他の火災防護対象設備への電源供給を阻害しないとしている。</p> <p>規制委員会は、申請者の設計が、火災防護基準を踏まえていることを確認した。</p> <p>以上のことから、規制委員会は、申請者による火災感知設備及び消火設備の設計が、火災防護基準を踏まえたものであることを確認した。</p>	<p>1.6.5.4 消火設備の破損、誤作動又は誤操作による影響</p> <p>消火設備の破損による溢水の影響について、消火配管は火災防護対象設備と隔壁又は距離により分離するとともに、被水のおそれのある火災防護対象設備については防滴仕様の機器を使用することで直接影響を及ぼさない設計とする。また、手動により屋内消火栓ポンプの起動操作及び起動後の手元バルブの開操作を行うことで誤操作を防止する設計とする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 8 条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<ul style="list-style-type: none"> ・火災防護対象設備を設置する火災区域については、3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁によって他の火災区域から分離する設計であることを確認する。 ・火災区域の隔壁の耐火時間が 3 時間に満たない場合には、火災区域内の可燃物による火災等価時間や原子炉安全停止に要する時間を考慮しても、隣接する火災区域に対して火災影響を軽減できる設計であることを確認する。 ・火災防護対象設備が火災区画、火災区域で分離されない場合は、3 時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離されていること。 ・火災区画の隔壁等の耐 	<p>4. 火災の影響軽減に係る設計方針</p> <p>火災防護基準は、原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する機器等について、原子炉施設内のいかなる火災による影響を考慮しても、互いに異なる系統を分離することにより、多重化された系統が同時に機能を喪失することがないように設計することを要求している。</p> <p>(1) 火災の影響軽減対策</p> <p>申請者は以下のとおり対策を講じている。</p> <p>① 火災区域又は火災区画は、他の火災区域又は火災区画に影響を及ぼさないよう、耐火壁、耐火扉、防火ダンパ及び貫通部シールにより分離する設計とする。</p> <p>② 火災防護対象設備のケーブルは電線管又はケーブルトレイに格納し、同一の火災区域又は火災区画に系統が複数ある場合には、米国電気電子工学会 (IEEE) 規格 384 を参考にした分離距離により、互いの系列を分離する設計とする。特に、火災防護対象設備のうち原子炉の停止機能及び冷却機能を有する設備に係るケーブルを格納するケーブルトレイであって、同一の火災区域又は火災区画に系統が混在するケーブルトレイの 1 系統については、遮炎性を考慮し「特定防火設備の構造方法を定める件」(平成 12 年 5 月 25 日建設省告示 1369 号)を参考として 1.5mm 厚の鉄板で覆うとともに、ケーブルへの熱的影響</p>	<p>1.6.6 火災の影響軽減のための対策</p> <p>1.6.6.1 火災の影響軽減のための対策</p> <p>火災により他の火災区域又は火災区画の火災防護対象設備の安全機能に影響を及ぼさないよう、火災の影響を軽減する以下の対策を講じる設計とする。</p> <p>(1) 火災区域又は火災区画は、他の火災区域又は火災区画に影響を及ぼさないよう、耐火壁、耐火扉、防火ダンパ及び貫通部シールにより分離する。…</p> <p>(2) 原子炉の停止機能、原子炉の冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及びそれらに必要な監視機能に係る火災防護対象ケーブルは電線管又はケーブルトレイに格納し、系統が複数ある場合には、米国電気電子工学会 (IEEE) 規格 384 を参考に、互いの系列を分離する。また、火災防護対象設備のうち原子炉の停止機能及び冷却機能を有する設備に係るケーブルを格納するケーブルトレイのうち、系統が混在する火災区画内に設置されるケーブルトレイの 1 系統については、原子炉の停止が制御棒の 2 段階挿入によって完了する時間 (40 分) 及び非常用発電機室を除く全ての火災区域又は火災区画の火災等価時間 (20 分) を考慮し、建設省告示</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 8 条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>火時間が3時間に満たない場合には、火災区域内の可燃物による火災等価時間を考慮しても、隣接する火災区画に対して火災影響を軽減できる設計であることを確認する。</p> <p>・同一火災区画内に安全機能を有する異なる機器、ケーブルトレイが存在する場合には、上記の火災区画の分離の考え方を踏まえ、火災防護対象設備への火災影響軽減対策が取られていること、また、設計・施工を含め実現性があることを確認する。</p> <p>(例)</p> <p>- ケブルトレイに障壁材を巻設することにより、火災等価時間や原子炉安</p>	<p>響を考慮し 1 時間の耐火性を有する障壁材を巻設する設計とする。</p> <p>③ 中央制御室には火災発生時の煙を排気するため、排煙設備を設置する設計とする。</p> <p>④ 非常用発電機の燃料地下タンク近傍で起こる火災により、タンク内の圧力が上昇することによる爆発の潜在的可能性を排除する観点から、非常用発電機の燃料地下タンクには排気用のベント管を設置する設計とする。</p> <p>⑤ 火災区域又は火災区画で可燃物を保管する場合は、原則として防火性能を有する鋼製のキャビネットに収納する設計とする。鋼製のキャビネット以外で保管する場合は、火災影響評価により設定した火災区域又は火災区画ごとの制限量を超えないように、可燃物の量を管理するとともに、発火源や火災防護対象設備との適切な分離距離を保てるよう、米国電気電子工学会 (IEEE) 規格 384 の分離距離を参考に可燃物の位置を管理する。さらに、可燃物は、不燃シートで覆うことによる火災予防措置を講じる。</p> <p>規制委員会は、申請者の設計が、火災防護基準を踏まえていることを確認した。</p> <p>ただし、規制委員会は、以下の点について火災防護</p>	<p>1369 号を参考として 1.5mm 厚の鉄板で覆うことで遮炎性を確保する。また、ケーブルへの熱的影響を考慮し、1 時間の耐火性を有する障壁材を巻設する。</p> <p>(3) 中央制御室には火災発生時の煙を排気するため、建築基準法が定める基準を満たした排煙設備を設置する。</p> <p>(4) 非常用発電機の燃料地下タンク近傍でおこる火災により、タンク内の圧力が上昇することによる爆発の潜在的可能性を排除する観点から、非常用発電機の燃料地下タンクには排気用のベント管を設置する。</p> <p>(5) 火災区域又は火災区画で可燃物を保管する場合は、原則として建設省告示 1360 号において定められた構造方法に準拠した防火性能を有する鋼製のキャビネットに収納する。鋼製のキャビネット以外で保管する場合は、火災影響評価により設定した火災区域又は火災区画ごとの制限量を超えないように、可燃物の量を管理するとともに、発火源や火災防護対象設備との適切な分離距離を保てるよう、米国電気電子工学会 (IEEE) 規格 384 の分離距離を参考に可燃物の位置を管理する。さらに、可燃物は、不燃シートで覆うことによる火災予防措置を講じる。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 8 条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>全停止に要する時間を考慮した対策とする。</p> <p>- 非安全系のケーブルトレイに対しては、IEEE384 の隔離距離を確保することにより、ケーブルへの熱影響を軽減する対策とする。その際、ケーブルトレイの遮炎性、ケーブルの熱的影響も確認する。</p> <p>・電気ケーブルや引火性液体が密集する火災区域及び中央制御室のような通常運転員が駐在する火災区域では、火災発生時の煙を排気できるように排煙設備を設置する設計であることを確認する。</p> <p>・油タンクには排気ファン又はベント管を設</p>	<p>基準で規定している対策と同一ではないものの、火災の影響を限定し、他系統への延焼や火災からの影響を防止することで、火災防護対象設備のうち原子炉の停止機能及び冷却機能を有する設備に係るケーブルを少なくとも1系統は防護できる設計であることを確認した。</p> <p>① 本試験研究用等原子炉施設では、火災区域及び火災区画の設定について、火災防護基準が求める「3時間以上の耐火能力を有する耐火壁」による分離としていない。</p> <p>これについては、本試験研究用等原子炉施設では、全ての火災区域及び火災区画において、火災区画内の総発熱量、火災区画内の面積及び燃焼率に基づき算出した火災等価時間が1時間未満であることから、「耐火構造の構造方法を定める件」(平成12年5月30日建設省告示第1399号)に基づき1時間以上の耐火性能を有した耐火壁により分離する設計としている。</p> <p>② 本試験研究用等原子炉施設では、安全機能を有する機器に対する系統分離について、火災防護基準が求める「3時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離」する等の設計としていない。</p> <p>これについては、本試験研究用等原子炉施設では、手動スクラム操作により原子炉の反射体領域に制御棒が挿入されてから40分後に原子炉の燃料領域に制御棒が挿入されることで原</p>	<p>(1)火災区域又は火災区画は、他の火災区域又は火災区画に影響を及ぼさないよう、耐火壁、耐火扉、防火ダンパ及び貫通部シールにより分離する。</p> <p>なお、非常用発電機室の火災等価時間を1時間未満、その他の火災区域又は火災区画の火災等価時間を20分未満に設定していることから、火災区域又は火災区画の耐火壁については建設省告示1399号、耐火扉については建設省告示1369号に基づき、耐火壁及び耐火扉について1時間以上の耐火時間を設定する。</p> <p>(2)…また、火災防護対象設備のうち原子炉の停止機能及び冷却機能を有する設備に係るケーブルを格納するケーブルトレイのうち、系統が混在する火災区画内に設置されるケーブルトレイの1系統については、原子炉の停止が制御棒の2段階挿入によって完了する時間(40分)及び非常用発電機室を除く全ての火災</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 8 条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>け、屋外に排気できるように設計されていることを確認する。</p>	<p>子炉の停止が完了することから、原子炉の停止機能を有するケーブルは少なくとも 40 分間防護できれば十分であること、非常用発電機室を除く全ての火災区域又は火災区画の火災等価時間は 20 分以下であることを考慮し、ケーブルへの熱的影響を踏まえ 1 時間の耐火性を有する障壁材を巻設することで原子炉の停止機能及び冷却機能に係るケーブルの防護が可能であるとしている。</p>	<p>区域又は火災区画の火災等価時間(20 分)を考慮し、建設省告示 1369 号を参考として 1.5mm 厚の鉄板で覆うことで遮炎性を確保する。また、ケーブルへの熱的影響を考慮し、1 時間の耐火性を有する障壁材を巻設する。</p> <p>【まとめ資料】 p288, 289</p> <p>原子炉の停止が完了する時間(40 分)及び火災区画の火災等価時間(20 分)を踏まえると、停止系及び冷却系に係るケーブルを収納するケーブルトレイのうち系統が混在する火災区画内に設置されるケーブルトレイの 1 系統については、建設省告示 1369 号を参考とした鉄板厚さ(1.5mm)により 1 時間の遮炎性を確保することに加え、ケーブルトレイが過熱されることによるケーブルへの熱的影響を考慮し、1 時間の耐火性を有する障壁材を巻設する。なお、非常用発電機室については、燃料油を全量漏えいさせることを想定していることから火災等価時間を 1 時間としているが、異なる系統のケーブルトレイが火災区画内に存在しないことから延焼は考慮してない。これらにより、審査基準において要求されている、3 時間以上の耐火能力を有する隔壁等による分離を図らない場合に対する同等性の説明を担保する。加えて、障壁材にて巻設を行わないケーブルを収納するケーブルトレイに対しては、実用発電用原子炉において、独立性の確保の観点から採用している IEEE384 に基づく系統分離を図る。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第8条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>巻設する障壁材については、建築基準法（IS0834）に拠る加熱曲線によりケーブルトレイを1時間加熱し、非加熱面の温度がNUREG/CR6850に基づくケーブルの損傷温度（205℃）を超えないことを担保することとし、実用発電用原子炉が確認した結果を参考に障壁材を選定する。巻設する障壁材については、原子力発電所での使用実績を有する規格品である、シリカ・マグネシア・カルシア系の断熱ブランケットを使用する。</p> <p>従って、原子炉の停止が完了する時間及び火災区画の火災等価時間を踏まえると、審査基準で要求される3時間以上の耐火性を有する隔壁等による系統分離は行わず、建設省告示1369号を参考とした鉄板厚さによる1時間のケーブルトレイの遮炎性及び系統が混在する火災区画内に設置される停止系及び冷却系のケーブルトレイの1系統に係る障壁材の巻設による火災防護を図ることで、審査基準において要求されている、3時間以上の耐火能力を有する隔壁等による分離を図らない場合に対する同等性の説明を担保する。</p>
	<p>・原子炉施設内のいかなる火災によっても、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそ</p>	<p>（2）火災影響評価</p> <p>申請者は、火災区域又は火災区画内における火災源の火災荷重及び燃焼率から、当該火災区域又は火災区画内の火災等価時間を算出している。</p> <p>また、火災区域又は火災区画内で想定される火災に対して、当該火災区域又は火災区画内に設置されている火災感知設備の種類及び消火設備を確認し、</p>	<p>1.6.6.2 火災影響評価</p> <p>火災区域又は火災区画内における火災源の火災荷重及び燃焼率から、当該火災区域又は火災区画内の火災等価時間を算出する。火災区域又は火災区画内で想定される火災に対して、当該火災区域又は火災区画内に設置されている火災感知設備の種類及び消火設備を確認し、火災の感知及び消火方法が適切であること並び</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 8 条 火災による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>それぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を安全に停止できる設計であることを確認する。</p>	<p>火災の感知及び消火方法が適切であること、他の火災区域又は火災区画に火災が伝播しないこと並びに想定される火災により火災防護対象設備への影響がないことを確認している。</p> <p>規制委員会は、申請者の設計が、火災防護基準を踏まえていることを確認した。</p>	<p>に他の火災区域又は火災区画に火災が伝播しないことを確認する。また、想定される火災による火災防護対象設備への影響を確認する。</p>
			<p>1.6.7 参考文献</p> <p>(1)「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」(平成 25 年 6 月 原子力規制委員会)</p> <p>(2)「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」(平成 25 年 6 月 原子力規制委員会)</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>溢水による損傷の防止等は、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」(1)を参考に、申請者が示す以下について確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 溢水防護対象設備を抽出するための方針 2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針 3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針 4. 建家内の溢水防護対象設備を防護するための方針 5. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針 	<p>Ⅲ-7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）</p> <p>第9条第1項の規定は、安全施設は、試験研究用等原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能が損なわれないように設計することを要求している。また、同条第2項の規定においては、試験研究用等原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならぬように設計することを要求している。</p> <p>このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 溢水防護対象設備を抽出するための方針 2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針 3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針 4. 建家内の溢水防護対象設備を防護するための方針 5. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針 <p>規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、許可基準規則に適合するものと判断した。</p> <p>各項目についての審査内容は以下のとおり。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>第9条 安全施設は、試験研究用等原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項は、設計基準において想定する溢水に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設、設備等への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「試験研究用等原子炉施設内における溢水」とは、試験研究用等原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損(地震起因を含む)、消火系統等の作動、原子炉等のタンク、容器、使用済燃料貯蔵槽等のスロッシング</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・重要度の特に高い安全機能を有する系統が、安全機能を維持するために必要な設備を溢水防護対象設備として選定していることを確認する。 ・防護対象設備を系統図及び配置図により確認する。 ・同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。 ・溢水が発生しても安全機能を喪失するおそれがないとして第1項の対象外とする場合、その理由が申請 	<p>1. 溢水防護対象設備を抽出するための方針</p> <p>試験研究用等原子炉施設内で発生する溢水に対して、安全施設の安全機能が損なわれないようにするために必要な設備を溢水防護対象設備として抽出する方針が示されることが必要である。</p> <p>申請者は、安全施設の中から、原子炉を安全に停止し、炉心の冷却状態が維持でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための設備として、第6条第2項及び第28条第1項に規定する重要安全施設並びに第12条第2項に規定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溢水防護対象設備として選定している。また、使用済燃料の貯蔵機能を維持するための設備については、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール、使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック及び使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール水の供給配管の接続口まで並びに使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵セル及び使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックを溢水防護対象設備として選定している。</p> <p>規制委員会は、申請者による溢水防護対象設備を抽出するための方針について、安全施設の中から、原子炉を安全に停止し、炉心の冷却状態を維持でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための設備、使用済燃料の貯蔵機能を維持するための設備を抽出していることを確認した。</p>	<p>1.7 溢水防護</p> <p>1.7.1 溢水防護に関する基本方針</p> <p>原子炉施設内で溢水が発生した場合においても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに、使用済燃料の貯蔵機能を維持できる設計とする。また、使用済燃料貯蔵プールについてはプール水の供給配管に接続口から注水を行える設計とすることで冷却機能及び給水機能を維持できる設計とする。</p> <p>また、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。</p> <p>1.7.2 溢水防護対象設備</p> <p>溢水防護対象設備は、安全施設の中から、原子炉を安全に停止・維持でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための設備を選定する。これらの設備は、第1.3.1表に示す第6条に関する重要安全施設として選定しており、第1.3.1表に示す設備を溢水防護対象設備として選定する。また、第1.3.1表に示す設備が損傷した場合、これらの事象に対処するための多重化された系統が溢水により同時に機能を失わないよう、第1.3.2表及び第1.3.3表に示す重要安全施設を溢水防護対象設備として選定する。使用済燃料の貯蔵機能を維持する</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>その他の事象により発生する溢水をいう。</p> <p>3 <u>第1項に規定する「安全機能を損なわないもの」とは、試験研究用等原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、試験研究用等原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるもの、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるものをいう。</u>さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できるものをいう。</p>	<p>書に記載され、妥当であることを確認する。</p> <p>・上記について、フェイルセーフにより対象外とする場合、その機構について確認する。</p>		<p>ための設備については、原子炉建家内の貯蔵プール及び貯蔵ラック並びに使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セル及び貯蔵ラックを溢水防護対象設備として選定する。また、貯蔵プールの冷却機能及び給水機能を維持するため、プール水の供給配管の接続口までを溢水防護対象設備として選定する。</p> <p>【まとめ資料】 添付資料3 HTTR における溢水防護対象設備の位置（溢水防護区画）</p>
	<p>・第1項に係る溢水評価において、溢水ガイドを参考としない場合はその考え方について確認すること。</p>	<p>2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針</p> <p>溢水防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、機器の破損等により生じる溢水、本試験研究用等原子炉施設内で生じる火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水及び地震による機器の破損（スロッシングを含む。）により生じる溢水の評価にお</p>	<p>1.7.4 溢水影響評価</p> <p>1.7.4.1 溢水影響評価で想定する溢水</p> <p>(1) 原子炉施設内で発生した溢水の溢水防護対象設備への影響評価</p> <p>原子炉施設における溢水の影響評価は、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」(1)を参考に、次に示す</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・溢水源について、溢水ガイドを参考に、発生要因別に分類して想定していることを確認する。</p> <p>・破損を想定する機器を配管とする場合は、高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類して、想定破損を設定していることを確認する。</p> <p>・溢水量の算出に当たって、漏えい検出機能、自動又は手動操作によって漏えいを停止させることができる場合はその機能を考慮することができるが、停止までの適切な時間を考慮していることを確認する。</p> <p>・漏えい停止を運転員等</p>	<p>いて、溢水源及び溢水量を設定する方針が示されることが必要である。</p> <p>(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>申請者は、溢水ガイドを参考に、溢水量の算出に当たっては、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水に対して、それぞれの溢水防護対象設備への影響が最も大きくなる単一の設備破損による溢水源を想定し、その影響を評価している。溢水量の算出に当たっては、漏水検知器が漏水を検知し、運転員が現場又は中央制御室からの隔離操作により漏えいを停止するまでの時間を考慮して算出することとし、排水ポンプによる排水を期待する場合には、ポンプの性能を考慮して溢水量を算出している。低エネルギー配管の破損については、任意の箇所まで貫通クラックを想定している。高エネルギー配管の破損については、完全全周破断とし、一部、応力評価及び非破壊検査を実施しているものについては想定破損から除外している。</p> <p>規制委員会は、申請者による溢水源及び溢水量の設定が、溢水源については、低エネルギー配管及び高エネルギー配管を対象として溢水防護対象設備への影響が最も大きくなる単一の設備破損を想定していること、溢水量については、漏水の検知から隔</p>	<p>溢水を想定して行う。</p> <p>a. 機器の破損等により生じる溢水</p> <p>b. 原子炉施設内で生じる火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水</p> <p>c. 地震による機器の破損（スロッシングを含む。）により生じる溢水</p> <p>これらの想定する溢水に対して、溢水防護対象設備に対する没水、被水及び蒸気による影響を評価し、溢水防護対象設備が溢水の影響を受けてもその安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>溢水防護対象設備に対する没水の影響評価では、溢水の影響を受けて溢水防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を設定し、発生した溢水による水位（以下「溢水水位」という。）が機能喪失高さを上回らないことをもって溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれがないことを評価する。機能喪失高さは、溢水防護対象設備の各付属品の設置状況を踏まえ、没水によって安全機能を損なうおそれのある最低の高さを設定する。</p> <p>なお、機器の破損等により生じる溢水について、多重化された設備の破損による溢水では、破損した系統と別の系統は健全であり、当該設備の安全機能は維持されているものとする。</p> <p>1.7.4.2 溢水影響評価で想定する溢水源及び溢水量 溢水の評価に当たり以下の事項を考慮している。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>の手動操作に期待する場合にあたっては、保安規定又はその下位規定にその手順が明確に示される方針であることを確認する。</p>	<p>離操作による漏えい停止までの時間を考慮して算出していることを確認した。</p> <p>ただし、申請者は、高エネルギー配管の破損については、溢水ガイドを参考に完全全周破断とし、一部、応力評価及び非破壊検査を実施しているものについては想定破損から除外している。その際、原子炉格納容器貫通部以外の配管である加圧水冷却設備の配管は、格納容器貫通部の配管と同等の配管として区分して破損形態を決定している。</p> <p>これについて規制委員会は、加圧水冷却設備の配管は原子炉格納容器貫通部の配管と同等であるため、溢水ガイドを踏まえ、応力評価及び非破壊検査を実施しているものについては想定破損から除外することに問題はないことを確認した。</p>	<p>(1) 機器の破損等により生じる溢水では、それぞれの溢水防護対象設備に対して影響が最も大きくなる単一の設備破損による溢水源（多重化された系統を有する設備の破損による溢水では、単一の系統破損による溢水源）を想定し、その影響を評価する。</p> <p>溢水量は、漏水を検知し、現場又は中央制御室からの隔離により漏えいを停止するまでの時間を考慮して算出することとし、排水ポンプによる排水を期待する場合には、ポンプの性能を考慮して溢水量を算出する。溢水量を算出する際の運転員による対応として、実測値を基に設定した次の時間を考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 検知器の作動により運転員が溢水に気付くまでの時間 b. 検知器の作動により運転員が溢水に気付いてから漏えい箇所の確認までの時間 c. 運転員が漏えい箇所を確認してから溢水源のポンプ等の停止までの時間 d. 運転員が溢水源のポンプ等を停止してから溢水源の弁を閉止するまでの時間 <p>配管の破損について、低エネルギー配管については、任意の箇所で貫通クラックを想定する。高エネルギー配管については、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」を参考に完全全周破断とし、一部、応力評価及び非破壊検査を実施しているもの</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>については想定破損から除外する。ただし、加圧水冷却設備の配管については、原子炉格納容器貫通部以外の配管を原子炉格納容器貫通部の配管と同等の配管として区分している。</p> <p>【まとめ資料】 p90～93 加圧水冷却設備の配管と原子炉格納容器貫通部の配管の設計、施工の同等性</p>
	<ul style="list-style-type: none"> ・消火栓による消火活動が想定される場合は、その放水を考慮していることを確認する。 ・放水は、内部火災影響評価で定めた火災等価時間を放水時間として、ポンプの吐出量を乗じて求めた量としていることを確認する。 ・放水量は、消火活動が連続して実施されることを見込んで算出していることを確認する。 	<p>(2) 試験研究用等原子炉施設内で生じる火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水</p> <p>申請者は、溢水ガイドを参考に、本試験研究用等原子炉施設内で生じる火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水では、それぞれの溢水防護対象設備に対して影響が最も大きくなる単一の放水による溢水源（消火栓）を想定し、その影響を評価するとしている。消火栓からの放水による放水量は、内部火災影響評価で定めた火災等価時間を放水時間として、ポンプの吐出量を乗じて求めた量としている。</p> <p>規制委員会は、申請者による溢水源及び放水量の設定が、溢水源については、火災発生時の消火設備からの放水を想定していること、また、放水量については、火災等価時間を踏まえた放水量としていることを確認した。</p>	<p>(2) 原子炉施設内で生じる火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水では、それぞれの溢水防護対象設備に対して影響が最も大きくなる単一の放水による溢水源を想定し、その影響を評価する。放水による放水量は、火災等価時間に基づき設定した放水時間（20分）にポンプの吐出量を乗じて求める。</p> <p>【まとめ資料】 p23 放水による放水量の想定</p> <p>放水流量としては、消火用のポンプ規定流量である300L/minで放水するものとする。また、放水時間としてはHTTRの内部火災影響評価で定めた火災等価時間である20分とする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<ul style="list-style-type: none"> ・地震による損傷は、基準地震動による地震力に対して破損が生じるとされる機器について、破損を想定していることを確認する。 ・B、Cクラスの機器であっても、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるとして溢水を想定しない場合は、基準地震動による耐震性を確認する。 ・スロッシングによりプール外へ漏水する可能性がある場合には、溢水源として考慮していることを確認する。 	<p>(3) 地震による機器の破損（スロッシングを含む。）により生じる溢水</p> <p>申請者は、溢水ガイドを参考に、基準地震動による地震力により施設内で発生する溢水を想定としている。</p> <p>具体的な溢水源として、流体を内包する機器のうち、基準地震動による地震力により破損が生じる可能性のある機器について破損を想定し、その影響を評価する。評価では、複数系統及び複数箇所の同時破損を想定し、最大の溢水量を算出するとしている。</p> <p>ただし、耐震重要度Sクラスの機器・配管及び耐震重要度B、Cクラスのうち基準地震動による地震力に対して耐震性を有していると評価した機器・配管については、溢水源として想定しないとしている。</p> <p>使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールのスロッシングによる溢水については、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールに遮へいを考慮して厚さ約2mのコンクリート製の蓋を設置しており、地震時に水が溢れて出ることから溢水源として想定しないとしている。</p> <p>規制委員会は、申請者が、溢水源については、基準地震動による地震力によって破損が生じる可能性のある機器・配管の破損を想定していること、溢水量については、基準地震動による地震力に対して機器・配管の同時破損を想定していること、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールには十分な厚さの蓋を設置するためスロッシングによる溢水の想定が不要であることを</p>	<p>(3) 地震による機器の破損（スロッシングを含む。）により生じる溢水では、流体を内包する機器のうち、基準地震動 S_s によって破損が生じる可能性のある機器について破損を想定し、その影響を評価する。評価では、複数系統、複数箇所の同時破損を想定し、最大の溢水量を算出する。</p> <p>なお、使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水については、貯蔵プールには貯蔵ラックと厚さ約2mのプール上蓋が設置されており、スロッシングによる溢水が発生するおそれがないことから、想定する溢水源としない。</p> <p>【まとめ資料】 添付資料5 地震時の使用済燃料貯蔵プールのスロッシングについて</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>確認した。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水評価において、本試験研究用等原子炉施設の状況を踏まえた検討を行った上で、溢水源を選定し、溢水量の設定を行う方針としていることを確認した。</p>	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 溢水防護対象設備の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように、他区画からの流入、他区画への流出を適切に設定していることを確認する。 ・ 溢水防護区画とは、溢水の影響から防護すべき安全設備が設置されている区画のうち、障壁、堰、又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離され、溢水防護の見地から1つの単位と考えられる区画であることを確認する。 	<p>3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針</p> <p>溢水防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、溢水防護対象設備が設置されている区画及び溢水経路を設定する方針が示されている必要がある。</p> <p>(1) 溢水防護区画の設定</p> <p>申請者は、溢水ガイドを参考に、溢水防護対象設備が設置されている全ての区画を溢水防護区画として設定するとともに、溢水防護区画は、壁、扉、堰等で他の区画と分離されている区画として設定している。</p> <p>規制委員会は、申請者が、溢水防護対象設備を溢水防護区画に設置する設計であることを確認した。</p>	<p>1.7.3 溢水防護区画の設定</p> <p>溢水防護区画は、溢水防護対象設備が設置されている全ての区画について設定する。溢水防護区画は、壁、扉等で他の区画と分離されている区画とする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように当該溢水区画から他区画への流出がないように溢水経路を設定していることを確認する。</p> <p>・溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高く（当該溢水区画に流出する水量は多く、排出する流量は少なくなるように設定）なるように溢水経路を設定していることを確認する。</p>	<p>(2) 溢水経路の設定</p> <p>申請者は、溢水ガイドを参考に、扉からの漏水の状態、貫通部及び堰の有無を考慮し、溢水源から溢水経路を経て到達する溢水防護区画における当該区画の溢水水位が最も高くなるように溢水経路を設定している。また、ハッチ及び目皿から溢水防護区画外への流出は、その機能に期待できる場合を除き、基本的にないものとして評価し、上階で生じた溢水に起因する没水評価の際には、ハッチを単純な開口部として扱い、上階で生じた溢水がそのまま評価対象フロアに落水してくるものとして評価することにより、各溢水防護区画において溢水水位が最も高くなるように溢水経路を設定している。</p> <p>規制委員会は、申請者による溢水経路の設定が、溢水防護区画内の水位が最も高くなるように設定していることを確認した。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水防護区画の設定について溢水防護対象設備を設置している場所を対象としていること、溢水防護区画の水位が最も高くなるような保守的な条件で溢水経路を設定していることを確認した。</p>	<p>1.7.4.3 溢水影響評価で想定する溢水経路</p> <p>溢水経路の想定にあたり、以下の事項を考慮する。</p> <p>(1) 溢水防護区画の溢水水位が最も高くなるように、扉の漏水の状態並びに貫通部及び堰の有無を考慮する。</p> <p>(2) 溢水防護区画の溢水水位が最も高くなるように、ハッチ及び目皿からの流出はないものとする。ただし、ハッチ及び目皿からの流出を溢水防護設計として実施又は機能を期待する場合は、これらからの流出を考慮する。</p> <p>一方、上階で生じた溢水に起因する没水の評価では、ハッチがない単純な開口部として、上階で生じた溢水がそのまま当該フロアに落水してくるものとする。</p> <p>(3) 地下3階の排水ポンプによる排水を考慮する。</p> <p>(4) 放射性物質を含む液体の管理区域外への溢水の影響評価では、管理区域より非管理区域への漏えいがないことを確認するため、管理区域に設けられた段差を考慮する。</p> <p>【まとめ資料】 p59</p> <p>(2) 排水ポンプ</p> <p>没水による溢水の影響評価 において、原子炉建家内の非管理区域地下3階で発生した溢水については、発生した溢水を建家外に排水し、溢水量を低減するために排水ポンプ（立軸ディフューザー型）（既設）を2基、</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・ 溢水防護設備が設置される溢水防護区画において、最高水位が、当該設備の機能喪失高さを超えない設計としていることを確認する。</p> <p>・ 没水については、評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待で</p>	<p>4. 建家内の溢水防護対象設備を防護するための方針</p> <p>溢水防護対象設備は、2. (1)～(3)に示すそれぞれの機器の破損等により生じる溢水、消火水の放水による溢水及び地震による機器の破損により生じる溢水に関して、没水影響、被水影響及び蒸気影響の観点で、安全機能が損なわれないように対策される設計であることが必要である。</p> <p>(1) 没水の影響に対する設計方針</p> <p>申請者は、溢水ガイドを参考に、没水により、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計としている。具体的には、以下のいずれか又は組合せにより対策を講じる設計とするとしている。</p> <p>① 漏水検知器等により溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。</p> <p>② 原子炉建家内にて発生した溢水を原子炉建家外に排水するため原子炉建家地下3階に設置する排水設備により、溢水防護対象設備の機能が損なわれ</p>	<p>原子炉建家非管理区域地下3階に設置する。</p> <p>排水ポンプは、被水の影響を受けない防滴仕様とし、没水の影響を受けない位置に設置する。また、排水ポンプ2基それぞれについて別系統より電源を供給することとする。</p> <p>1.7.5 溢水の影響への対策</p> <p>1.7.5.1 水の影響への対策</p> <p>溢水防護対象設備が没水により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれか又は組合せによる対策を講じる設計とする。</p> <p>(1) 漏水検知器等により溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。</p> <p>(2) 排水設備により溢水を排水し、溢水防護対象設備が没水せず、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>(3) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。壁等は、溢水により発生する水位や水圧に対し</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>きることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p>	<p>ない設計とする。</p> <p>③ 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。流入防止対策として設置する壁、扉等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。</p> <p>④ 溢水防護対象設備の設置高さを嵩上げし、溢水防護対象設備の機能喪失高さが、当該機器が設置される区画内の溢水水位を上回る設計とする。</p> <p>規制委員会は、申請者が、溢水防護区画内の溢水に対して、溢水の早期検知及び早期隔離を行う設計とすること、壁、扉等により溢水の流入を防止する設計とすること及び溢水防護対象設備の機能喪失高さが当該機器を設置する区画の溢水水位を上回る設計とすることにより、溢水防護対象設備の安全機能を損なわれない設計としていることを確認した。</p>	<p>て流入を防止できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。</p> <p>(4) 溢水防護対象設備の設置高さを嵩上げし、溢水防護対象設備の機能喪失高さが、溢水水位を上回る設計とする。</p> <p>【まとめ資料】</p> <p>添付資料4 没水の影響評価結果</p> <p>参考資料5 漏水検知器の設置位置</p> <p>参考資料6 機能喪失高さの考え方</p>
	<p>・被水については、評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされて</p>	<p>(2) 被水の影響に対する設計方針</p> <p>申請者は、溢水ガイドを参考に、被水により、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計としている。具体的には、以下のいずれか又は組合せにより対策を講じる設計とするとしている。</p>	<p>1.7.5.2 被水の影響への対策</p> <p>溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれか又は組合せによる対策を講じる設計とする。</p> <p>(1) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁等による被水防止対策を図り溢水の被水を防止する設計とす</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>いることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合にあつては、防護対象設備に対し天井面の開口部又は貫通部からの被水防護措置がなされていることを確認する。 ・被水に対して、障壁による分離、距離による分離、防水板、防滴仕様等による被水防護がなされる設計であることを確認する。 	<p>① 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉等により被水を防止する設計とする。被水防止対策として設置する壁、扉等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。</p> <p>② 消火水の放水による溢水に対して、溢水防護対象設備が設置されている溢水防護区画において壁、扉等の設置により区画分離を行い、屋内消火栓を使用した消火活動の際に発生する被水の影響を受けない設計とする。</p> <p>③ 「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IP コード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有する機器を用いる設計とする。</p> <p>④ 溢水防護対象設備に対し、保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行うことで、被水の影響を受けない設計とする。</p> <p>⑤ 多重性又は多様性を有している溢水防護対象設備は、溢水が発生した場合でも同時に安全機能を損なうことがないよう別区画に設置する設計とする。</p> <p>なお、電源盤等の設備については、水消火を行わない消火手段(二酸化炭素消火設備、消火器等)を採用しており、被水の影響を受けない設計としている。</p> <p>規制委員会は、申請者が、溢水防護区画内の被水に</p>	<p>る。壁等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。</p> <p>(2) 消火水の放水による溢水に対しては、溢水防護区画において区画壁等の設置により区画分離を行い、屋内消火栓を使用した消火活動の際に発生する被水の影響を受けない設計とする。</p> <p>(3) 電源盤等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段(二酸化炭素消火設備、消火器等)を採用し、被水の影響がない設計とする。</p> <p>(4) 被水する溢水防護対象設備は、「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IP コード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有する機器を用い、被水の影響を受けない設計とする。</p> <p>(5) 被水する溢水防護対象設備は、保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行い、被水の影響を受けない設計とする。</p> <p>(6) 多重性又は多様性を有している溢水防護対象設備は、別区画に設置し、溢水が発生した場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>対して、壁、扉等により被水を防止する設計とすること、溢水防護対象設備は水の浸入に対する防護措置等がなされた機器を使用する設計とすること、保護カバーやパッキン等により被水から防護する設計とすること及び多重化又は多様性を有している溢水防護対象設備が溢水発生時に同時に機能喪失しない設計とすることにより、溢水防護対象設備の安全機能を損なわない設計としていることを確認した。</p>	
	<ul style="list-style-type: none"> ・蒸気については、評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。 ・評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合にあつては、防護対象設備に対し 	<p>(3) 蒸気放出の影響に対する設計方針</p> <p>申請者は、溢水ガイドを参考に、蒸気放出により、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計としている。具体的には、以下のいずれか又は組合せにより対策を講じる設計とするとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 漏水検知器等により蒸気放出の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。 ② 溢水防護区画外の蒸気放出に対して、壁、扉等による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。蒸気の流入防止対策として設置する壁、扉等は、蒸気放出の要因となる地震等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。 ③ 蒸気が放出された場合に、蒸気を原子炉建家外へと逃がすブローアウトパネルを設け、溢水防護区 	<p>1.7.5.3 蒸気の影響への対策</p> <p>溢水防護対象設備が放出された蒸気により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれか又は組合せによる対策を講じる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 漏水検知器等により蒸気の溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。 (2) 溢水防護区画外の蒸気放出に対しては、壁等による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。壁等は、放出された蒸気流入を防止できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。 (3) 放出された蒸気を原子炉建家外へと逃がすブローアウトパネルを設け、溢水防護区画へ影響が及ばない設計とするとともに、溢水の要因となる地

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>天井面の開口部又は貫通部からの蒸気防護措置がなされていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気放出に対して、気流による分離、ケーブル端子箱の密封処理等がなされる設計であることを確認する。 ・防護対象が耐蒸気仕様であることを確認する。 	<p>画内へ蒸気影響が及ばない設計とするとともに、蒸気放出の要因となる地震等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。</p> <p>④ 蒸気に曝される 溢水防護対象設備について、蒸気放出の影響に対して耐性を有する設計とする。</p> <p>規制委員会は、申請者が、溢水防護区画内の蒸気放出に対して、蒸気放出の早期検知及び早期隔離する設計とすること、壁、扉等により蒸気流入を防止する設計とすること、ブローアウトパネルにより蒸気を原子炉建家外へ放出する設計とすること及び蒸気放出の影響に対して耐性を有する機器を使用する設計とすることにより、溢水防護対象設備の安全機能を損なわない設計としていることを確認した。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水に対する設計が、没水、被水及び蒸気放出に対して防護する設計となっていることを確認した。</p>	<p>震等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。</p> <p>(4) 蒸気に曝される溢水防護対象設備は、蒸気に対して耐性を有する機器を用い、蒸気の影響を受けない設計とする。</p>
<p>許可基準規則第9条</p> <p>2 試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない対策が取られた設計であることを確 	<p>5. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針</p> <p>第9条第2項の規定は、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、管理区域外へ漏えいしないことを要求している。</p>	<p>1.7.4 溢水影響評価</p> <p>1.7.4.1 溢水影響評価で想定する溢水</p> <p>(2) 放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいの影響評価</p> <p>放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合に</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、<u>当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならぬ。</u></p>	<p>認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・以下の起因事象による溢水について確認する。 ① 地震起因による容器又は配管の破損、スロッシング ② 容器又は配管のラシダム故障（単一破損） ・上記①の評価では、起因となる地震は建家、容器又は配管のうち最大の耐震クラスに対する地震を想定し、下位の耐震クラスの容器又は配管の破損を想定する。この際、管理区域境界の建家や堰、排水ポンプが施設の最大の耐震クラスに対して健全性を確認出来る場合は、管理区域外漏えい防止策として、当該建家屋や堰を期待でき 	<p>申請者は、放射性物質を含む液体を内包する機器又は配管を全て管理区域に設置すること、管理区域の下階は管理区域となるように配置上の考慮をすること及び放射性物質を含む液体の漏えいに対して、取扱量の全量が漏えいしても管理区域外に漏えいしないように段差を設けることといった対策を組合せた設計とすることで、放射性物質を含む液体が非管理区域側に漏えいしない設計とするとしている。</p> <p>規制委員会は、申請者の設計が、管理区域内で放射性物質を含む液体があふれた場合においても、管理区域の配置上の考慮をした設計とすること及び段差を設けることにより非管理区域側へ漏えいが伝播しない設計としていることを確認した。</p>	<p>において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。</p> <p>放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいの影響評価では、溢水の管理区域外への漏えいの有無を設備の配置の観点から評価するとともに、配置上管理区域外への漏えいが否定できない箇所については、設けられた段差を上回らないことをもって管理区域外へと漏えいしないことを評価する。</p> <p>1.7.5.4 放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えい防止対策</p> <p>放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備の破損によって当該容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれた場合においても当該液体が管理区域外へ漏えいしないよう、以下に示すいずれか又は組合せによる対策を講じる設計とする。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 放射性物質を含む液体を内包する機器及び配管は、全て管理区域内に設置する。 (2) 放射性物質を含む液体が管理区域内に漏えいした場合に、非管理区域に漏えいすることがないように、管理区域の下階が管理区域となるように配置上できる限り考慮する。 (3) 配置上、管理区域内より非管理区域に漏えいするおそれが否定できない箇所については、段差を設けることにより非管理区域側へ漏えいしない設計とする。

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>る。なお、建家、容器または配管の実力が想定した地震より上の場合、破損を想定しなくてよい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記①のうちスロッシングについては、回収した水がその先の液体廃棄物処理施設において漏えいしないことについても確認する。 ・漏えい防止対策として、堰の他、排水ポンプを設ける際は排水機能を確認する。 ・消火栓等の放射性物質を含まない上水、中水は評価の対象外とするが、放射性廃棄物と接触する場合は、評価の対象とする。 ・放射性廃棄物の廃棄施設を通じて廃棄する液体であるが、放射性物質を含まないとして第2項の対象外とする 		

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第9条 溢水による損傷の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>場合は、その理由が申請書に記載され、妥当であることを確認する。</p>		
			<p>1.7.6 参考文献 (1)「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」(平成 25 年 6 月 原子力規制委員会)</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 10 条 誤操作の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>Ⅲ－8 誤操作の防止（第 10 条関係）</p> <p>第 10 条の規定は、試験研究用等原子炉施設は、誤操作を防止するための措置を講じた設計とすることを要求している。また、安全施設は、容易に操作することができるものであることを要求している。</p>	
<p>第 10 条 試験研究用等原子炉施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。</p> <p>2 安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第 1 項に規定する「誤操作を防止するための措置を講じたもの」とは、人間工学上の諸因子を考慮して、盤の配置及び操作器具、弁等の操作性に留意すると、計器表示及び警</p>	<p>(1) 安全施設の「誤操作防止」に対して、人間工学上の諸因子を具体的にどのように考慮した設計（機器や計器の配置や操作性を含む）としているかを確認する。</p> <p>(2) 「安全施設は容易に操作することができるもの」に対して、有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件の想定（例えば、設計基準事故時、地震時、火災時等）を明確にするとともに、その環境条件にも対応可能な設備設計（例えば遮蔽及び換気空調、頑健性や耐火性等）となっ</p>	<p>これに対して申請者は、以下の設計方針としている。</p> <p>1. 運転員の誤操作を防止するため、中央制御室等の制御盤等は次の方針により設計する。</p> <p>(1) 安全機能を有する機器及び弁については運転表示灯を設け、作業状態を確認できる設計とする。</p> <p>(2) 警報表示は、重要度に応じて色分け区分すること、中央制御盤の上部に系統ごとにまとめて配置すること等により、運転員への情報伝達の的確化及び判断の容易さを考慮した設計とする。</p> <p>(3) 指示計、記録計、操作器等には、確認が容易に、かつ、正確にできるよう機器名称等を取り付けるとともに、配置を考慮した設計とし、異常発生時に短時間で系統状態の把握及び操作が要求される設備に係る操作器については、プロセスの流れに沿って機器の機能的な関係を系統線図で表示する等の配置を考慮した設計とする。</p> <p>(4) プラントの主要なパラメータは、ディスプレイ等に表示する設計とする。</p> <p>(5) 現場の盤及び弁に対して銘板の取付けによる識別</p>	<p>1.1.1.8 誤操作防止及び容易な操作</p> <p>原子炉施設は、運転員の誤操作を防止する設計とする。安全施設は、操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に設備を操作ができる設計とする。また、異常な過渡変化又は設計基準事故の発生時においては、運転員が状況を判断し必要な操作が行えるよう、異常発生後 10 分間は運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保できる設計とする。</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>運転員の誤操作を防止するため、中央制御室等の制御盤は次の方針により設計する。</p> <p>(1) 安全機能を有する機器及び弁については運転表示灯を設け、作動状態を確認できる設計とする。</p> <p>(2) 警報表示は、重要度に応じて色分け区分すること、中央制御盤の上部に系統ごとにまとめて配置する</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 10 条 誤操作の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>報表示において試験研究用等原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるよう留意すること、保守点検において誤りを生じにくいよう留意すること等の措置を講じたものであることをいう。</p> <p>2 第 2 項に規定する「容易に操作することができるもの」とは、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に設備を運転できるものをい</p>	<p>ていることを確認する。</p> <p>(3) 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生に対して、ある時間までは運転員の操作を期待しなくても異常を検知し、必要な安全機能が確保されることを具体的に示していることを確認する。</p>	<p>を行い、保守点検における誤操作を防止する設計とする。</p> <p>2. 原子炉を安全に停止するために必要な原子炉保護設備及び工学的安全施設関係の操作は、中央制御室に集中して設けるとともに、中央制御室は、放射線防護措置（遮蔽及び換気空調）、火災防護措置を講じ、異常状態時においては、同時にもたらされる環境条件下においても操作可能な設計とする。</p> <p>3. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合には、運転員が状況を判断し必要な操作が行えるよう、異常発生後 10 分間は運転員の操作を期待しなくても、その異常を検知し自動的に原子炉保護設備及び工学的安全施設を作動させる設計とする。</p>	<p>こと等により、運転員への情報伝達の的確化及び判断の容易さを考慮した設計とする。</p> <p>(3) 指示計、記録計、操作器等には、確認が容易に、かつ、正確にできるよう機器名称等を取り付けるとともに、配置を考慮した設計とする。異常発生時に短時間で系統状態の把握及び操作を要求される設備に係る操作器については、プロセスの流れに沿って機器の機能的な関係を系統線図で表示する等の配置を考慮した設計とする。</p> <p>なお、操作器には、その重要性、種別等を考慮して形状、色及び操作方法の異なるものを用いた設計とする。</p> <p>(4) プラントの主要なパラメータは、ディスプレイ等に表示する設計とする。</p> <p>(5) 現場の盤及び弁に対して銘板の取付けによる識別を行い、保守点検における誤操作を防止する設計とする。</p> <p>2 について 原子炉を安全に停止するために必要な原子炉保護設備及び工学的安全施設関係の操作は、中央制御室に集中して設ける。中央制御室は、放射線防護措置（遮蔽及び換気空調）、火災防護措置を講じ、異常状態時においては、同時にもたらされる環境条件下においても操作可能な設計とする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 10 条 誤操作の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>う。</p> <p>また、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるものをいう。</p>			<p>また、異常状態時には運転員が状況を判断し必要な操作が行えるよう、異常発生後 10 分間は運転員の操作を期待しなくても、その異常を検知し自動的に原子炉保護設備及び工学的安全施設を作動させる設計とする。</p> <p>9.7.2 中央制御室</p> <p>9.7.2.1 設計方針</p> <p>中央制御室は、次の方針により設計する。</p> <p>(1) (2) (略)</p> <p>(3) 中央制御盤は、運転員の誤操作、誤判断を防止できるよう、適切な措置を講ずるものとする。</p> <p>なお、原子炉施設の異常状態時には、運転員が状況を判断し必要な操作が行えるよう、異常発生後 10 分間は運転員の操作を期待しなくても、自動的に原子炉保護設備及び工学的安全施設を作動させる設計とする。</p> <p>(4) (略)</p> <p>9.7.2.2 主要設備</p> <p>(1) 中央制御盤</p> <p>中央制御盤は、原子炉計装、原子炉制御設備、プロセス計装、原子炉保護設備、工学的安全施設作動設備、電気施設等の計測制御装置を設けた主盤、副盤等で構成し、原子炉施設の通常運転時、異常状態の際の対策に必要な操作器、指示計、記録計、CRT 表示装置、警報装置等</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 10 条 誤操作の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>について、運転表示灯の設置、機器名称の取り付け、重要度・系統に応じた色分け、系統・ループごとの配列、関連の深い器具の近接配置、プロセスの流れに沿って機器の機能的な関係を系統線図で表示する等、運転員の誤操作、誤判断の防止等人間工学的観点から考慮して設置する。</p> <p>(2) (略)</p> <p>9.7.2.3 評価</p> <p>(1) (2) (3) (略)</p> <p>(4) 中央制御盤には、操作器、指示計、記録計、CRT 表示装置、警報装置等について、運転員の誤操作、誤判断の防止等人間工学的観点から考慮して設置しており、また、CRT 表示装置を活用することにより、原子炉運転中の運転員による誤操作、誤判断を防止する設計となっている。なお、原子炉施設の異常状態時には、運転員が状況を判断し必要な操作が行えるよう、異常発生後 10 分間は運転員の操作を期待しなくても、自動的に原子炉保護設備及び工学的安全施設が作動する設計となっている。</p> <p>(5) (略)</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 10 条 誤操作の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>規制委員会は、申請者が以下の設計方針としていることを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。</p> <p>1. 中央制御室等の制御盤等は、操作する機器、警報、計器等の識別管理等を行うことにより、運転員の誤操作、誤判断の防止等について、人間工学的観点から考慮した設計とすること。</p> <p>2. 原子炉保護設備及び工学的安全施設関係の操作は、中央制御室に集中して設け、放射線防護措置（遮蔽及び換気空調）、火災防護措置を講じることで、異常状態時に同時にもたらされる環境条件下においても操作可能な設計とすること。</p> <p>3. 試験研究用等原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合において、運転員が状況を判断し必要な操作が行えるよう、異常発生後 10 分間は運転員の操作を期待しなくても、自動的に原子炉保護設備及び工学的安全施設を作動させる設計とすること。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 11 条 安全避難通路等

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>Ⅲ－9 安全避難通路等（第 11 条関係）</p> <p>第 11 条第 3 号の規定は、試験研究用等原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源を備える設計とすることを要求している。避難用の照明については第 11 条第 2 号の規定により要求しているが、同号は要求事項に変更がないため、審査対象に含めていない。</p>	
<p>第 11 条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。</p> <p>三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源</p> <p>（第 1 号と第 2 号は要求事項に変更がないため、省略）</p> <p>解釈</p> <p>1 第 11 条は、設計基準において想定さ</p>	<p>(1) 緊急性を要する作業場所の抽出について、設計基準事故対策のための作業場所（初動操作となる停止・冷却操作及び電源確保操作が必要となる場所：例えば原子炉制御室、現場操作盤、アクセスルート等）に照明を設置する方針を示していることを確認する。</p> <p>(2) 照明の設計方針について、以下を具体的に示していることを確認する。</p>	<p>これに対して、申請者は、以下の設計方針と示している。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、非常用発電機からの給電が可能な交流非常灯（保安灯）又は蓄電池内蔵の照明を設ける。 2. 蓄電池による給電時間以降も対応を可能とするため、携帯用照明、可搬型の作業用照明及び可搬型発電機を備えることにより、昼夜、場所を問わず、必要な照明が確保できる設計とする。 	<p>1.1.1.9 避難通路、照明、通信連絡設備</p> <p>原子炉施設には、標識を設置した安全避難通路、避難用及び事故対策用照明、通信連絡設備等を設ける設計とする。</p> <p>適合のための設計方針</p> <ol style="list-style-type: none"> 一 原子炉施設の建家内には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路を設ける。 二 安全避難通路には、非常用照明及び誘導灯を設ける。非常用照明及び誘導灯は、灯具に内蔵された蓄電池又は直流電源設備の蓄電池より給電し、通常の照明用電源喪失時にその機能を失うことがないようにし、容易に避難できる設計とする。 三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、非常用発電機からの給電が可能な交流非常灯保安灯又は蓄電池内蔵の照明を設ける。また、蓄電池に

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 11 条 安全避難通路等

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>れる事象に対して試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれない（安全施設が安全機能を損なわない。）ために必要な安全施設以外の施設、設備等への措置を含む。</p> <p>2 第3号に規定する「設計基準事故が発生した場合に用いる照明」とは、昼夜及び場所を問わず、試験研究用等原子炉施設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となる照明のことをいい、現場作業の緊急性との関連において、仮設照明の準備に時間的猶予がある場合には、仮設照明（可搬型）による対</p>	<p>①照明用の電源が喪失した場合においても、昼夜を問わず作業することが可能な照明を設置する方針とすること。</p> <p>②①の照明は、専用の電源を確保し、電力が供給されるまでの間必要な電源容量が確保される方針であること。</p> <p>仮設照明で対応する場合の設計方針について、</p> <p>③仮設照明は、適切な場所に保管されること。</p> <p>④仮設照明は、必要な時間分の電源を確保すること。</p>		<p>よる給電時間以降も対応を可能とするため、携帯用照明等を備えることにより、昼夜、場所を問わず、必要な照明が確保できる設計とする。</p> <p>2.5 建家及び構築物</p> <p>2.5.1 概要（略）</p> <p>建家内には、単純、明確、永続性のある標識のついた安全避難通路を設ける。</p> <p>10.2 設計方針</p> <p>電気施設は、次の方針により設計する。</p> <p>(1)～(9)（略）</p> <p>(10) 安全避難通路は、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより、容易に識別できるように避難用照明を設置する。また、避難用照明は、通常の照明用電源が喪失した場合においても、その機能を失うことのないようにする。さらに、設計基準事故が発生した場合に用いる照明は、避難用の照明を除く。その専用の電源若しくは灯具内に蓄電池を設ける。</p> <p>10.3.9 照明用電源設備及び作業用電源設備</p> <p>照明用電源及び作業用電源は、常用低圧母線のパワーセンタ又はコントロールセンタから変圧器を通して、交流 200V 又は 100V に降圧し、給電する。建家内には、分電盤、スイッチ、コンセント等を所要箇所に設</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 1 1 条 安全避難通路等

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>応を含む。</p>			<p>置する。</p> <p>安全避難通路には、非常用照明及び誘導灯が設置されており、通常の照明用電源喪失時にその機能を失うことがないように、灯具に内蔵された蓄電池又は直流電源設備の蓄電池より給電される。</p> <p>設計基準事故が発生した場合に用いる照明として交流非常灯(保安灯)は、非常用低圧母線 A 系統又は B 系統の非常用発電機から給電可能とし、原子炉建家内及び冷却塔において必要な照明を確保する。</p> <p>使用済燃料貯蔵建家及び機械棟については、灯具内に内蔵する蓄電池から給電が可能な照明を設置する。</p> <p>また、携帯用照明、可搬型の作業用照明及び可搬型発電機を備えることとし、灯具内の蓄電池による給電時間以降についても各種操作及び確認等に必要な照明を昼夜、場所を問わず確保する。可搬型発電機は、可搬型の作業用照明に電源を供給するために必要な容量以上のものを 1 台用意することとし、原子炉建家外に保管場所を定め保管する。可搬型発電機の仕様を第 10.3.8 表(略)に示す。</p> <p>10.5 評価 (1)～(9) (略) (10) 安全避難通路等には、非常用照明及び誘導灯を設けている。非常用照明及び誘導灯には、灯具に内蔵された蓄電池又は直流電源設備の蓄電池より給電す</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 1 1 条 安全避難通路等

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>るので、通常の照明用電源喪失時にその機能を失わない。</p> <p>(11) 設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、非常用発電機から給電が可能な交流非常灯（保安灯）又は蓄電池内蔵の照明を設置している。また、携帯用照明等を備えることとしており、灯具内の蓄電池による給電時間以降も対応が可能であり、昼夜、場所を問わず、必要な照明が確保できる。</p> <p>(13) 以降（略）</p> <p>【まとめ資料】</p> <p>設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、非常用発電機から給電が可能な交流非常灯（保安灯）が原子炉建屋内及び冷却塔に広く設置されている。そのため、中央制御室での監視・操作、現場確認等が必要となるエリアへのアクセス、現場での確認等に必要な照明は確保できる。</p> <p>《配置》</p> <p>設計基準事故が発生した場合の事故対応で、以下に示す場所が想定されており、交流非常灯（保安灯）が原子炉建屋内及び冷却塔の全域に広く設置されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 通路・階段 <p>中央制御室から各設備の運転状況を確認するため、原子炉建屋内及び冷却塔の各室へのアクセス</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 1 1 条 安全避難通路等

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>規制委員会は、申請者の設計方針が、設計基準事故が発生した場合に用いる交流非常灯又は蓄電池内蔵の照明を設けること、蓄電池による給電時間以降の対応のため携帯用照明、可搬型の作業用照明及びその専用の電源を備えることにより、昼夜及び場所を問わず作業可能とすることを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 1 2 条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>Ⅲ－１０ 安全施設（第 1 2 条関係）</p> <p>第 1 2 条の規定は、既許可における要求事項からの変更はないものの、申請者は、安全施設の安全上の機能別重要度を、許可基準規則の解釈で引用する、「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、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴を考慮して、見直すとしている。その結果、申請者は、本申請において、既許可から、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、安全上の機能別重要度分類を下位クラスへ見直したとしている。</p> <p>安全施設について、第 1 2 条第 1 項は、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ことを要求している。また、同条第 2 項においては、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統に対して、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ことを要求している。</p>	<p>追補 2 安全機能の重要度分類変更の妥当性</p> <p>1. 概要</p> <p>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。</p> <p>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失われ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という固有の特性により、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</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 1 2 条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 安全機能の重要度に応じた安全機能の確保に係る設計方針 2. 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統の設計方針 <p>規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。</p> <p>各項目についての審査内容は以下のとおり。</p>	<p>設備のうち、停止機能以外の機能喪失を想定し、燃料温度およ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。</p> <p>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。</p>
<p>第 1 2 条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。</p> <p>【解釈】</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</p>		<ol style="list-style-type: none"> 1. 安全機能の重要度に応じた安全機能の確保に係る設計方針 <p style="margin-left: 2em;">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ある必要がある。</p> (1) 安全上の機能別重要度分類及びその適用の原則 <p style="margin-left: 2em;">申請者は、安全機能を有する構築物、系統及び機器を、研究炉の重要度分類の考え方を参考に、それらが果たす安全機能の性質に応じて、次の 2 種類に分類している。</p> <ol style="list-style-type: none"> ①その機能の喪失により、本試験研究用等原子炉施 	<p style="text-align: center;">8-1-7</p> <p>1.2.2 安全上の機能別重要度分類</p> <p>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。</p> <p>(1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 1 2 条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>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 1 8 日原子力安全委員会決定）の「添付水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」による。この場合、当該指針における「安全機能を有する構築物、系統及び機器」は本規定の「安全施設」に読み替える。水冷却型研究炉以外の炉型についても、これを参考とすること。なお、第 1 項の安全機能は、第 4 0 条、第 5 3 条及び第 6 1 条において準用する第 5 3 条に規定する事故の拡大防止に必要な施設や設備</p>		<p style="text-align: center;">HTTR 審査書</p> <p>設を異常状態に陥れ、もって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。）。</p> <p>②本試験研究用等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。）。</p> <p>申請者は、PS 及び MS のそれぞれに属する構築物、系統及び機器を研究炉の重要度分類の考え方に基づき、それが有する安全上の機能別重要度分類に応じ、それぞれクラス 1、クラス 2 又はクラス 3 に分類している。各クラスに属する構築物、系統及び機器の基本設計ないし基本的設計方針は、確立された設計、建設及び試験の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次に掲げる基本的目標を達成できるものとするとしている。</p> <p>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。</p> <p>クラス 2：高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。</p> <p>クラス 3：一般の産業施設と同等以上の信頼性を確</p>	<p style="text-align: center;">申請書・まとめ資料</p> <p>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。）。</p> <p>(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。）。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>② クラス 2：高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。</p> <p>③ クラス 3：一般の産業施設と同等以上の信頼性を</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 1 2 条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>等に対して要求するものではない。</p>		<p style="text-align: center;">保し、かつ、維持すること。</p> <p>また申請者は、上記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している。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p style="text-align: center;">確保し、かつ、維持すること。</p> <p>1. 2. 3 分類の適用の原則</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 1 2 条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>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。</p> <p>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。</p> <p>規制委員会は、申請者の安全上の機能別重要度分類及び当該分類の適用の原則が研究炉の重要度分類の考え方に基づくものであり、既許可の内容から変更がないことを確認した。</p> <p>(2) 構築物、系統又は機器の安全上の機能別重要度分類</p> <p>申請者は、研究炉の重要度分類の考え方を参考に、また、これまで蓄積された運転実績、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴を考慮し、PS-1、PS-2、MS-1及びMS-2に属する構築物、系統又は機器の安全上の機能別重要度分類を、以下のとおり設</p>	<p>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。</p> <p>(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。</p> <p>8-追 2-1</p> <p>追補 2 安全機能の重要度分類変更の妥当性</p> <p>安全施設の安全上の機能別重要度は、「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」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</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 1 2 条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料												
	<p>・ 全交流電源喪失時に使用する可搬設備（電源、計測器）は 12 条の対象設備に含めないのか確認する。</p>	<p>定ずるとしている。なお、PS-3 及び MS-3 に属する構築物、系統又は機器の安全上の機能別重要度分類については、既許可から変更はないとしている。</p> <p>ここで、下線部は、本申請において既許可から安全上の機能別重要度分類を下位クラスへ見直した構築物、系統又は機器を示している。下位クラスへの見直しに係る安全評価への影響については、「Ⅲ-11 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止（第 13 条関係）」にて記載する。</p> <p>表Ⅲ-2 本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</p> <p>PS-1</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">定義</th> <th style="width: 20%;">機能</th> <th style="width: 60%;">構築物、系統又は機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;">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</td> <td style="vertical-align: top;">原子炉冷却材圧力バウンダリ</td> <td style="vertical-align: top;">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。）</td> </tr> <tr> <td></td> <td style="vertical-align: top;">過剰反応度の印加防止</td> <td style="vertical-align: top;">スタンドパイプ スタンドパイプクロージャ</td> </tr> <tr> <td></td> <td style="vertical-align: top;">炉心の形成</td> <td style="vertical-align: top;">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</td> </tr> </tbody> </table>	定義	機能	構築物、系統又は機器	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	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。）		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		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	<p>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」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。</p> <p>8-1-100</p> <p>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</p>
定義	機能	構築物、系統又は機器													
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	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。）													
	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													
	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													

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第12条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書			申請書・まとめ資料
		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		スト（支持機能のみ）	
		MS-1			
		定義	機能	構築物、系統又は機器	
		異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影	原子炉の緊急停止 未臨界維持	制御棒系	
		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）	
			過剰反応度の抑制	スタンドパイプ固定装置	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第12条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書			申請書・まとめ資料
		響を防止する構築物、系統及び機器			
		安全上必要なその他の設備	工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生 安全上特に重要な関連機能	安全保護系（停止系） 中央制御室	
		PS-2			
		定義	機能	構築物、系統又は機器	
		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	炉心の形成 放射性物質の貯蔵（ただし、原子炉冷却材	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。） 気体廃棄物の廃棄施設 原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第12条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書		申請書・まとめ資料
	引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射線物質の放出のおそれがある構造物、系統及び機器	圧力バウンダリに直接接続されているものを除く)	(冠水維持機能)及び貯蔵ラック(上蓋を除く。)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>追補2 安全機能の重要度分類変更の妥当性</p> <p>表 安全上の機能別重要度分類に係る定義及び機能炉心の形成</p> <p>…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</p>
		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	
		安全弁の吹止り	1次冷却設備の安全弁(吹止り機能)	
		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	
		燃料の安全な	燃料交換機	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 1 2 条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書			申請書・まとめ資料
			取扱い		<p>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することができ、崩壊熱の除去に支障はない。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> <p>未臨界維持</p> <p>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</p>
		MS-2			
		定義	機能	構築物、系統又は機器	
	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構築物、系統及び機器	PS-2	未臨界維持	後備停止系	
		工学的安全設備	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		
		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 炉容器冷却設備		
		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)		
		放射性物質放出の低減	排気管		
		異常状態への対応上特に重要な構築	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部	
		中央制御室外	中央制御室外原子炉停止		

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第12条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書			申請書・まとめ資料
	<p>・安全重要度を変更した設備と変更理由（基づく知見等を含む。）について、申請書（添付等含む。）の中で示されていることを確認する。</p> <p>・この場合、第6条耐震重要度分類との関係（変更の有無、相違がある場合はその考え方）について確認する。</p>	<p>物、系統及び機器</p> <p>安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器</p>	<p>からの安全停止</p> <p>安全上重要な関連機能</p> <p>安全上特に重要な関連機能</p>	<p>盤</p> <p>中央制御室系換気空調装置</p> <p>非常用発電機 補機冷却水設備 制御用圧縮空気設備 直流電源設備 安全保護系用交流無停電電源装置</p>	<p>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とから、後備停止系はクラス2とした。</p> <p>炉心冷却、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</p> <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。したがって、炉心冷却機能の重要度は MS-2 とした。</p> <p>原子炉格納容器（隔離弁を含む）</p> <p>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。</p> <p>非常用空気浄化設備</p>
<p>規制委員会は、申請者の安全上の機能別重要度分類は、研究炉の重要度分類の考え方を参考に、また、これまで蓄積された運転実績、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴を考慮し、既許可においてPS-1又はMS-1としていた設備の一部をそれぞれPS-2又はMS-2に変更したこと、その変更理由については以下のとおり、本申請における安全上の機能別重要度分類の変更は、敷地周辺公衆への放射線の影響等を考慮したものであって、安全上の機能別重要度分類の定義に対応したものであることを確認した。</p> <p>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）及び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</p>					

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 1 2 条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>ポートポスト（支持機能のみ）を除く。）</p> <p>これらの設備が損傷したとしても、サポートポスト、炉心支持板及び炉心支持格子により鉛直荷重の支持機能を維持し、レストレイントリングにより水平荷重の支持機能を維持することができ、これら上位クラスの機器により、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。</p> <p>②後備停止系</p> <p>本試験研究用等原子炉は、異常時に負の反応度を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から、本設備により、一時的に原子炉出力が上昇（再臨界）する前までに原子炉を安全に停止し、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくすることができること。</p> <p>③補助冷却設備及び炉容器冷却設備</p> <p>本試験研究用等原子炉は、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から、本設備による炉心冷却機能に対する必要性は比較的低い。そのため、本設備の安全機能が損なわれても、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくすることができること。</p>	<p>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ことから、非常用空気浄化設備は、MS-2 とした。</p> <p>工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生</p> <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> <p>非常用発電機、補機冷却水設備、制御用圧縮空気設備</p> <p>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。</p> <p>直流電源設備及び安全保護系用交流無停電電源装置</p> <p>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</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 1 2 条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>④原子炉格納容器（隔離弁を含む。）及び非常用空気浄化設備</p> <p>本試験研究用等原子炉は、これまでの運転実績において、通常運転時の原子炉格納容器内雰囲気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とから、本設備による放射性物質の閉じ込めに対する必要性は比較的低い。そのため、本設備の安全機能が損なわれても、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくすることができること。</p> <p>⑤安全保護系（工学的安全施設）、非常用発電機、補機冷却水設備、制御用圧縮空気設備、直流電源設備及び安全保護系用交流無停電電源装置</p> <p>本設備により機能を維持する主たる工学的安全施設の安全上の機能別重要度分類と整合させたものであること。</p> <p>注：申請者は、本試験研究用等原子炉施設の主要な特徴として、以下を挙げている。</p> <p>(1) 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。</p> <p>(2) 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</p>	<p>重要度分類の根拠」に示される非常用電源設備に関する説明を参考に、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。</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px;">8-1-7</p> <p>1.2.1 高温工学試験研究炉の特徴</p> <p>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。</p> <p>(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。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 1 2 条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>とはない。</p> <p>(3) 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。</p> <p>(4) 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。</p> <p>(5) 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。</p> <p>(6) 本試験研究用等原子炉施設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。</p>	<p>(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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(5) 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</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第12条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>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。</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</p>	<p>・これまで第2項の対象であったが、安全重要度を変更し第2項の対象外となった設備の多重性、多様性、独立性について変更があるか否かについて確認する。</p>	<p>2. 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統の設計方針</p> <p>安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統は、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ものでなければならない。</p> <p>申請者は、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、研究炉の重要度分類の考え方を参考に、以下を選定するとしている。</p> <p>(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</p> <p>(2) MS-1の系統</p> <p>(3) MS-2のうち、異常状態発生時に、過度の放射線影響を防止するために必要な異常の影響緩和機能を果たすべき系統及び設計基準事故時のプラント状態を把握する機能を有する系統</p> <p>具体的な安全機能の重要度が特に高い安全機能を有</p>	<p>8-1-9</p> <p>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</p> <p>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、以下の系統を選定する。</p> <p>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</p> <p>② MS-1の系統</p> <p>③ MS-2のうち、異常状態発生時に、過度の放射線影響を防止するために必要な異常の影響緩和機能を果たすべき系統及び設計基準事故時のプラント状態を把握する機能を有する系統</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 1 2 条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料																																																					
<p>保し、及び独立性を確保するものでなければならぬ。</p> <p>解釈</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</p>		<p>する安全施設に属する構築物、系統及び機器は以下のとおりであり、既許可からの変更はないとしている。</p> <p>また、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に属する構築物、系統及び機器のうち、本申請において安全上の機能別重要度分類を下位クラスに変更した設備にあっても、引き続き、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としている。</p> <p>なお、下線部は、これらの安全施設のうち、本申請において既許可から安全上の機能別重要度分類を下位クラスに変更した構築物、系統又は機器を示している。</p> <p>表Ⅲ－3 本試験研究用等原子炉施設の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に属する構築物、系統及び機器について</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">安全機能</th> <th style="width: 70%;">構築物、系統及び機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止</td> <td>1 次冷却設備の安全弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉の緊急停止未臨界維持</td> <td>制御棒系</td> </tr> </tbody> </table>	安全機能	構築物、系統及び機器	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	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	原子炉の緊急停止未臨界維持	制御棒系	<p>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。</p> <p>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。</p> <p style="text-align: center; font-size: small;">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</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;">No.</th> <th style="width: 40%;">安全機能</th> <th style="width: 55%;">構築物・系統・機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する弁</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止</td> <td>1 次冷却設備の安全弁</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>原子炉の緊急停止未臨界維持</td> <td>制御棒系</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生</td> <td>安全保護系（停止系）</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td></td> <td>安全保護系（工学的安全施設）</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>炉心冷却</td> <td>補助冷却設備 炉容器冷却設備</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>放射性物質の閉じ込め、放射線の遮蔽及び放出低減</td> <td>原子炉格納容器隔離弁</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td></td> <td>非常用空気浄化設備</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>事故時のプラント状態の把握</td> <td>事故時監視計器の一部</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>安全上特に重要な関連機能</td> <td>非常用発電機</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td></td> <td>補機冷却水設備</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td></td> <td>制御用圧縮空気設備</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td></td> <td>直流電源設備</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td></td> <td>安全保護系用交流無停電電源装置</td> </tr> </tbody> </table>	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
安全機能	構築物、系統及び機器																																																							
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																																																							
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																																																							
原子炉の緊急停止未臨界維持	制御棒系																																																							
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																																																						

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 1 2 条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料	
<p>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</p>		<p>工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生</p>		
		<p>炉心冷却</p>		<p><u>補助冷却設備</u> <u>炉容器冷却設備</u></p>
		<p>放射性物質の閉じ込め、放射線の遮蔽及び放出低減</p>		<p><u>原子炉格納容器隔離弁</u> <u>非常用空気浄化設備</u></p>
		<p>事故時のプラント状態の把握</p>		<p>事故時監視計器の一部</p>
		<p>安全上特に重要な関連機能</p>		<p><u>非常用発電機</u> <u>補機冷却水設備</u> <u>制御用圧縮空気設備</u> <u>直流電源設備</u> <u>安全保護系用交流無停電電源装置</u></p>
		<p>申請者は、これら（１）～（３）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、当該システム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としている。</p> <p>規制委員会は、申請者の安全機能の重要度が特に高い</p>		

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 12 条 安全施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>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システムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、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>安全機能を有する安全施設の選定及び設計が、既許可の内容から変更がないことを確認した。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第13条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・ 設置変更許可において、設備の追加や変更がある場合や事故時被ばく評価条件の変更がある場合は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大防止に係る評価結果に影響がないことを確認する。</p>	<p>Ⅲ－１１ 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止（第13条関係）</p> <p>第13条の規定は、既許可における要求事項からの変更はないものの、申請者は、気象データ、線量評価における年齢別の呼吸率及び線量換算係数並びに放射性物質の生成量に関するデータ（以下「気象データ等」という。）を更新し、設計基準事故の線量評価結果を見直したとしている。</p> <p>第13条第1項の規定は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行できることを要求している。また、同条第2項各号においては、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できること、設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないこと、施設の敷地周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない（周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えない）ものであることを要求している。</p> <p>このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。</p> <p>1. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 13 条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>の防止に係る設計方針</p> <p>2. 設計基準事故時における原子力施設敷地周辺の一 般公衆の受ける線量評価における事象の選定</p> <p>3. 設計基準事故時における原子力施設敷地周辺の一 般公衆の受ける線量評価に用いる気象データ等の 更新</p> <p>4. 設計基準事故時における原子力施設敷地周辺の一 般公衆の受ける線量評価結果</p> <p>規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり 本申請の内容を確認した結果、許可基準規則に適合する ものと判断した。</p> <p>各項目についての審査内容は以下のとおり。</p>	
<p>第 13 条 試験研究用 等原子炉施設は、次に 掲げるものでなけれ ばならない。</p> <p>一 運転時の異常な過 渡変化時において、設 計基準事故に至るこ となく、試験研究用等 原子炉施設を通常運 転時の状態に移行す</p>	<p>・第 12 条の設備・機器 の安全上の重要度分類 が下位クラスに変更さ れる場合、既許可にお ける運転時の異常な過 渡変化及び設計基準事 故の拡大の防止の評価 への影響を確認する。</p> <p>・下位クラスに変更した 設備を既許可と同様に</p>	<p>1. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の 防止に係る設計方針</p> <p>申請者は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故 の解析において動作を期待している、非常用発電機、補 助冷却設備、炉容器冷却設備、非常用空気浄化設備、原 子炉格納容器等の異常影響緩和系の安全機能の重要度 を下位クラスへ見直したとしている。</p> <p>規制委員会は、Ⅲ-10 安全施設（第 12 条関係） で確認したとおり、安全機能の重要度を下位クラスへ見</p>	<p>1.1.1 安全設計の基本方針（P.8-1-1）</p> <p>1.1.1.2 異常時対応</p> <p>原子炉施設は、設計、製作、建設、試験及び検査を 通じて信頼性の高いものとし、運転員の誤操作等によ る異常な状態に対しては、警報により運転員が措置 し得るようにするとともに、もしこれらの修正動 作がとられない場合にも、原子炉の固有の安全性並 びに安全保護系の動作により、過渡変化が安全に終 止するように設計する。また、原子炉施設は、原子 炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれて 1</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第13条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>ることができるものとする。</p> <p>二 設計基準事故時において次に掲げるものであること。</p> <p>イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>ロ 設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものであること。</p> <p>ハ 試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。</p>	<p>安全評価において期待するとして既許可の評価を変更しない場合は、当該設備がクラス変更前の機能の信頼性を引き続き維持することを確認する。</p>	<p>直した設備は、既許可と同様に、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に動作が期待できるものであり、それぞれ事象の拡大の防止に係る設計方針に変更がないことを確認した。</p> <p>なお、設計基準事故については、次節以降に述べる気象データ等の更新に係る線量評価の結果を変更していることを確認した。</p>	<p>次冷却材が漏えいした後、原子炉格納容器内の空気が炉内に侵入し、炉内の黒鉛構造物が酸化するような事故等の発生を想定しても、事故の拡大を防止し、放射性物質の放出を抑制できるように設計する。</p> <p>第十三条 適合のための設計方針(P. 8-1-58)</p> <p>原子炉施設は、その安全設計の基本方針の妥当性を確認するため、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について解析を行い、判断基準を満足する設計とする。</p> <p>【まとめ資料】</p> <p>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」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。</p> <p>安全評価では、内部事象を対象として「運転時の異</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 13 条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>【解釈】</p> <p>1 第 1 項については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成 3 年 7 月 18 日原子力安全委員会決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定）等に基づいて実施し、以下の判断基準を満たすこと。水冷却型研究炉以外の炉型についても、これを参考とすること。</p> <p>2 第 1 号の必要な要件を満足する判断基準は以下のとおり。</p> <p>一（水冷却型研究炉のた</p>			<p>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。なお、MS-1 から MS-2 へ見直す系統及び機器については、現在行っている保守管理の品質を変えるものではなく、これまでと同様の信頼性を確保する。（まとめ資料 P. 231）</p> <p>【安全評価について追加要求事項なしとする考え方】</p> <p>HTTR の安全評価（第 53 条の多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止に関する評価を除く。）（以下「安全評価」という。）に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針について（昭和 53 年 9 月 原子力委員会 平成元年 3 月改訂 原子力安全</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 13 条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>め略)</p> <p>二 第 5 4 条で準用するガス冷却型原子炉の場合</p> <p>イ 燃料最高温度は、燃料粒子被覆層の有意な破損及び著しい劣化を生じさせる温度以下であること。</p> <p>ロ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、設計上の最高使用圧力の 1.1 倍以下であること。</p> <p>ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、使用する金属が十分に安定した強度を確保できる温度以下であること。</p> <p>(以下は高速炉関係のため略)</p>			<p>委員会)」(以下「軽水炉の安全評価指針」という。)を参考とし、これに HTTR の固有の特性及び設計上の特徴を考慮して評価を行ってきた。一方、研究炉の安全評価指針においては、評価の目的、評価すべき範囲、解析に当たって考慮すべき事項などの基本的な考え方は、軽水炉の安全評価指針と同等と考えられ、また、評価に必要な判断基準は、許可基準規則第 13 条の解釈に定められているが、従来の安全評価から変わるものはない。なお、研究炉の安全評価指針では、線量評価上参考とすべき事項は軽水炉の安全評価指針を参考とすることとあり、線量評価において参考とする指針は軽水炉と研究炉では変わらない。従って、HTTR の安全評価は、試験炉許可基準規則に則つて評価しても満足できるものと考えており、追加要求事項無しとして整理した。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 13 条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>安全機能の重要度分類変更の妥当性 (8-追 2-1)</p> <p>1. 概要</p> <p>安全施設の安全上の機能別重要度は、「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」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」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。</p> <p>MS-1 から MS-2 へ見直された設備のうち、後備停止系については制御棒の挿入が期待できるため、原子炉停止機能は確保される。そのため、クラスが見直された設備の機能喪失を想定し、燃料温度およ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。</p> <p>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。</p> <p>2. 解析条件</p> <p>補助冷却設備、炉容器冷却設備が同時に機能喪失した</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 13 条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>場合の、燃料温度、原子炉圧力容器温度を解析する。本解析条件は、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。</p> <p>3. 解析結果</p> <p>本事象発生後の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。</p> <p>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、原子炉はスクラムし、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が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。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第13条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>2. 設計基準事故時における原子力施設敷地周辺の一般公衆の受ける線量評価における事象の選定</p> <p>申請者は、設計基準事故のうち、放射性物質の放出に至る事象として、以下の5事象を選定し、気象データ等を更新して原子力施設敷地周辺の一般公衆の受ける線量評価を見直すとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 1次冷却設備二重管破断事故 (2) 1次ヘリウム純化設備破損事故 (3) 気体廃棄物処理設備破損事故 (4) 照射試験装置スweepガス配管破損事故 (5) スタンドパイプ破損事故 <p>規制委員会は、既許可において放射性物質の放出に至る事象として選定した5事象に変更がないことを確認した。</p>	<p>3. 設計基準事故解析 (P. 10-3-1)</p> <p>本原子炉施設において想定される設計基準事故に対して、その発生原因と防止対策を説明し、その経過と結果の解析を行い、原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。</p> <p>設計基準事故として、次の事象を評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 炉心冷却能力の低下 <ul style="list-style-type: none"> a. 燃料体内冷却材流路閉塞事故 b. 1次冷却設備二重管内管破損事故 c. 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故 d. 2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故 e. 加圧水配管破断事故 (2) 減圧事故 <ul style="list-style-type: none"> 1次冷却設備二重管破断事故 (3) 水侵入事故 <ul style="list-style-type: none"> 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故 (4) 1次ヘリウム純化設備に関する事故 <ul style="list-style-type: none"> 1次ヘリウム純化設備破損事故 (5) 廃棄物処理設備に関する事故 <ul style="list-style-type: none"> 気体廃棄物の廃棄施設破損事故 (6) 照射試料及び実験設備に関する事故 <ul style="list-style-type: none"> a. 照射試験装置スweepガス配管破損事故※ b. 燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故 (7) 制御棒の抜け出し等による事故 <ul style="list-style-type: none"> スタンドパイプ破損事故

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第13条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>1.3.6 解析に当たって考慮する事項（抜粋） 各事象の解析に当たっては、想定された事象に加え、作動を要求される工学的安全施設等の安全系に機能別に結果を最も厳しくする単一故障を想定する。事象のなかで作動を期待する機器が無い場合は、解析条件に単一故障を想定しない。設計基準事故の解析において、工学的安全施設の作動が要求される場合は、商用電源の喪失の有無を考慮に入れる。</p> <p>※ 照射試験装置スweepガス配管破損事故では、作動を期待する機器がないことから、解析条件に単一故障を想定していない。</p>
<p>3 第2号の必要な要件を満足する判断基準は以下のとおり。</p> <p>一 第3条に規定する試験研究用等原子炉及び第41条で準用する水冷却型研究炉の場合</p> <p>イ 燃料は破損に伴う著しい機械的エネルギーを発生させないこと。</p> <p>ロ 炉心は著しい損</p>	<p>・事故時の被ばく条件を見直す場合は、評価条件等について既許可からの変更点が明確になっていることを確認する。</p> <p>・被ばく評価に使用する気象データの代表性や線量評価計算に用いるパラメータの妥当性が検証されていることを確認する。</p>	<p>3. 設計基準事故時における原子力施設敷地周辺の一般公衆の受ける線量評価に用いる気象データ等の更新</p> <p>(1) 気象データの更新</p> <p>申請者は、線量評価に用いる気象データについては、平成21年1月から平成25年12月までの5年間のデータをもとに、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定。以下「気象指針」という。)に示された方法に従って、異常年検定を行い、当該期間の気象データが長期間の気象状態を代表しているものであることを確認した上で使用し、気象指針に示された方法に従って、相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q)を求めたとしている。</p>	<p>被ばく評価の方法(P.10-3-17)</p> <p>線量の計算は、添付書類六「2-V 2.5 安全解析に使用する気象条件」に示す相対線量(D/Q)及び相対濃度(χ/Q)を用いる。</p> <p>2.5 安全解析に使用する気象条件(P.6-2-224)</p> <p>安全解析に使用する気象条件は、「2.3 敷地での気象観測」に述べた気象資料を使用し「気象指針」に基づき求めた。</p> <p>2.5.1 観測期間における気象データの代表性(P.6-2-224)</p> <p>安全解析に使用した気象データは、2009年1月から2013年12月における5年間のデータの平均で、長期間の気象状態を代表していると考えられるが、念のた</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第13条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。</p> <p>ハ 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。</p> <p>二 第54条で準用するガス冷却型原子炉の場合</p> <p>イ 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。</p> <p>ロ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、設計上の最高使用圧力の1.2倍以下であること。ただし、二次冷却材にヘリウムを用いる場合には、一次冷却材と二次冷却材とのバウンダリを破損さ</p>		<p>(2) 内部被ばく評価に用いる呼吸率及び線量換算係数の詳細化</p> <p>申請者は、年齢別の内部被ばくの評価結果が厳しくなるよう、呼吸率及び線量換算係数について、文献(ICRP Publ. 71 及び Publ. 72)に基づく1歳児のデータを用いたとしている。</p> <p>(3) 線源となる放射性物質の生成量に係る核データライブラリの更新</p> <p>申請者は、放射性物質の放出に至る設計基準事故の線量評価において、線源となる放射性物質の生成量について、文献等に基づき核データライブラリを更新して直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の強度を再評価したとしている。</p> <p>規制委員会は、申請者が実施した設計基準事故のうち放射性物質の放出に至る5事象の解析について、気象データを更新して大気中に放出された放射性物質の大気拡散条件を適切に設定していること、内部被ばくに関し、年齢別の呼吸率及び線量換算係数について、評価結果が厳しくなる条件を設定していること及び線源となる放射性物質の生成量のデータを文献等に基づき更新して評価していることを確認した。</p>	<p>め2003年から2013年の高さ80m地点における気象データについて異常年検定を行った。</p> <p>検定項目は、年間風向頻度及び年間風速階級とし、大洗研究所敷地内で観測した2003年1月から2013年12月の資料を用いて、不良標本の棄却検定に関するF分布検定により行った。この検定では、過去11年のうちから1年を選び、注目する標本年とし、残りの10年間を他の標本年として(6-1)式によりF0を求め、有意水準5%で棄却検定する。</p> <p>検定の結果、2003年から2008年の6年で棄却された項目は8件であった。一方、安全解析に使用した2009年から2013年の5年で棄却された項目は9件であり、当該5年間の残りの6年と比べて特に多いということにはならない。従って、安全解析に使用した5年間の気象データは、長期間の気象状態を代表していると判断できる。</p> <p>2.5.4 想定事故時の被ばく評価に使用する気象条件(P. 6-2-228)</p> <p>各原子炉施設で想定する事故時に放出される放射性物質による敷地周辺の線量の評価は、実際に敷地で観測した気象データをもとにして、出現頻度からみて、それより悪い条件にめつたに遭遇しないといえる大気拡散状態(気象条件)を推定することにより行う。拡散状態の推定は、敷地における2009年1月から2013年</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 13 条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>せないこと。</p> <p>ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、高温ガス炉第一種機器の高温構造設計指針(平成 2 年 12 月科学技術庁原子力安全局内規(平成 15 年 5 月 30 日改定))に基づき定めた設計上の制限温度以下であること。</p> <p>ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。</p> <p>ホ 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。(以下は高速炉関係のため略)</p>			<p>12 月の 5 年間の風向、風速及び大気安定度の観測データを使用し、「気象指針」に示された方法に従って、相対濃度 (χ/Q)、相対線量 (D/Q) を求めることにより行った。</p> <p>【まとめ資料】 P. 232</p> <p>設計基準事故など既往の記載から変更のない事象についても、被ばく評価を行っている事象については、最新の知見を取り入れて、被ばく評価を更新している。このため、現在申請している設置変更許可申請書に記載している被ばく線量に係る数値は、全て更新したものである。具体的な変更点は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・気象データの更新により、相対強度と相対濃度を変更した。 ・ICRP Publication71 及び 72 に基づき実効線量への呼吸率及び線量換算係数を年齢別に詳細化したうえで、従来の 3 ヶ月児よりも厳しくなる 1 歳児のデータを使用した。 ・最新の核データライブラリ (ORLIB-J33) に基づく評価を、設計基準事故の被ばく評価にも適用した。これによりスカイシャイン及び直接線の寄与が大きくなったため、格納容器内の核分裂生成物によるスカイシャイン及び直接線による被ばくを評価する 1 次冷却設備二重管破断事故及びスタンドパイプ破損事故について、被ばく結果を変更した。

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 13 条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料												
	<p>・ 周辺公衆の実効線量の評価値が 5mSv を下回っていることを確認する。</p>	<p>4. 設計基準事故時における原子力施設敷地周辺の一般公衆の受ける線量評価結果</p> <p>申請者は、設計基準事故の解析の結果、周辺公衆の実効線量の評価値は、以下のとおり設計基準事故時の判断基準である、発生事故当たり 5mSv を超えないとしている。</p> <p>表Ⅲ－４ 設計基準事故時における周辺公衆の受ける線量評価結果について</p> <table border="1" data-bbox="752 587 1440 935"> <thead> <tr> <th>設計基準事故</th> <th>実効線量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1 次冷却設備二重管破断事故</td> <td>1.7 mSv</td> </tr> <tr> <td>1 次ヘリウム純化設備破損事故</td> <td>9.3×10^{-2} mSv</td> </tr> <tr> <td>気体廃棄物処理設備破損事故</td> <td>1.8×10^{-2} mSv</td> </tr> <tr> <td>照射試験装置スweepガス配管破損事故</td> <td>6.9×10^{-3} mSv</td> </tr> <tr> <td>スタンドパイプ破損事故</td> <td>7.3×10^{-1} mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>規制委員会は、申請者が、放射性物質の放出に至る設計基準事故について、気象データ等の更新を考慮し、敷地境界外における実効線量を評価した結果から、周辺公衆の実効線量の評価値は発生事故当たり 5mSv を下回っていることを確認した。</p>	設計基準事故	実効線量	1 次冷却設備二重管破断事故	1.7 mSv	1 次ヘリウム純化設備破損事故	9.3×10^{-2} mSv	気体廃棄物処理設備破損事故	1.8×10^{-2} mSv	照射試験装置スweepガス配管破損事故	6.9×10^{-3} mSv	スタンドパイプ破損事故	7.3×10^{-1} mSv	<p>【評価結果】</p> <p>・ 1 次冷却設備二重管破断事故</p> <p>敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。</p> <p>実効線量</p> <p>希ガス及びよう素からの γ 線の外部被ばく</p> <p style="text-align: right;">約 3.5×10^{-8} Sv</p> <p>スカイシャイン γ 線の外部被ばく</p> <p style="text-align: right;">約 1.6×10^{-3} Sv</p> <p>直接 γ 線の外部被ばく</p> <p style="text-align: right;">約 7.0×10^{-6} Sv</p> <p>よう素の吸入による小児の内部被ばく</p> <p style="text-align: right;">約 1.4×10^{-6} Sv</p> <p>したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は、約 1.7×10^{-3} Sv となる。(参考：既許可の実効線量は、約 1.4×10^{-3} Sv)</p> <p>・ 1 次ヘリウム純化設備破損事故</p> <p>敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。</p> <p>実効線量</p> <p>希ガス及びよう素からの γ 線の外部被ばく</p> <p style="text-align: right;">約 3.6×10^{-5} Sv</p> <p>よう素の吸入による小児の内部被ばく</p> <p style="text-align: right;">約 5.7×10^{-5} Sv</p> <p>したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線</p>
設計基準事故	実効線量														
1 次冷却設備二重管破断事故	1.7 mSv														
1 次ヘリウム純化設備破損事故	9.3×10^{-2} mSv														
気体廃棄物処理設備破損事故	1.8×10^{-2} mSv														
照射試験装置スweepガス配管破損事故	6.9×10^{-3} mSv														
スタンドパイプ破損事故	7.3×10^{-1} mSv														

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 13 条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>量の合計は、約 $9.3 \times 10^{-5} \text{Sv}$ となる。</p> <p>・ 気体廃棄物処理設備破損事故 敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。 実効線量 希ガス及びよう素からの γ 線の外部被ばく 約 $2.1 \times 10^{-6} \text{Sv}$ よう素の吸入による小児の内部被ばく 約 $1.6 \times 10^{-5} \text{Sv}$ したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は、約 $1.8 \times 10^{-5} \text{Sv}$ となる。</p> <p>・ 照射試験装置スweepガス配管破損事故 敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。 実効線量 希ガス及びよう素からの γ 線の外部被ばく 約 $1.7 \times 10^{-6} \text{Sv}$ よう素の吸入による小児の内部被ばく 約 $5.1 \times 10^{-6} \text{Sv}$ したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は、約 $6.9 \times 10^{-6} \text{Sv}$ となる。</p> <p>・ スタンドパイプ破損事故</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 13 条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。</p> <p>実効線量</p> <p>希ガス及びよう素からの γ 線の外部被ばく 約 $3.4 \times 10^{-8} \text{Sv}$</p> <p>スカイシャイン γ 線の外部被ばく 約 $7.2 \times 10^{-4} \text{Sv}$</p> <p>直接 γ 線の外部被ばく 約 $4.8 \times 10^{-6} \text{Sv}$</p> <p>よう素の吸入による小児の内部被ばく 約 $1.3 \times 10^{-6} \text{Sv}$</p> <p>したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は、約 $7.3 \times 10^{-4} \text{Sv}$ となる。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 18 条 安全保護回路

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>第 18 条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路を設けなければならない。</p> <p>一～五、及び七 (要求事項に変更がないことから省略)</p> <p>六 不正アクセス行為 その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</p> <p>【解釈】 7 第 6 号に規定する「不正アクセス行為 その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は</p>	<p>安全保護回路は、不正アクセス等行為に対して、以下のとおり物理的分離及び機能的分離を講じていること、また、必要な調達管理を行うことを確認する。</p> <p>・物理的分離 -工場等の出入り管理により物理的アクセスを制限する方針としていること。 -安全保護回路制御盤の施錠管理等によりアクセスできる人を管理すること。 -必要に応じ、プログラムのパスワード管理等によりアクセスを制限することによって直接的に容易に変更することができない設計とし</p>	<p>Ⅲ-12 安全保護回路 (第 18 条関係)</p> <p>第 18 条第 6 号の規定は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為 (以下「不正アクセス行為等」という。) による被害を防止することができるように安全保護回路を設けることを要求している。</p> <p>これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。</p> <ol style="list-style-type: none"> 安全保護回路は、インターロック回路を含めリレーやスイッチング素子等の電気部品を用いた制御機器で構成し、ソフトウェアを用いた装置を使用しない設計とする。 原子炉建家及び中央制御室に立ち入る者に対する出入管理並びに盤の施錠管理により物理的アクセスを制限する設計とする。 	<p>第十八条 適合のための設計方針 (P. 8-1-63) (保護回路-7)</p> <p>六 安全保護系回路は、インターロック回路を含めリレーやスイッチング素子等の電気部品を用いた制御機器で構成されており、ソフトウェアを用いた装置を使用していないこと、原子炉建家及び中央制御室の出入管理並びに盤の施錠管理により物理的アクセスを制限していることから、外部ネットワークからの侵入防止等のサイバーセキュリティを考慮する必要はない。</p> <p>【まとめ資料】 原子炉停止信号を発信する安全保護ロジック盤、工学的安全施設の作動信号を発信する安全保護シーケンス盤の論理回路については、ソフトウェアを使用していないことから、外部ネットワーク等からの侵入防止等のサイバーセキュリティは不要ではあるものの、 1) HTTR 原子炉建家及び中央制御室に立ち入る者に対する入域管理、</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第18条 安全保護回路

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止すること」とは、ハードウェアの物理的分離、機能的分離に加え、システムの導入段階、更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等、承認されていない動作や変更を防ぐことをいう。</p>	<p>ていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・機能的分離 <ul style="list-style-type: none"> -外部ネットワークとは接続しない設計としていることを確認。外部ネットワークと接続する必要がある場合には、ゲートウェイを介して送信のみの一方向通信に制限することで機能的に分離する方針としていること。 -必要に応じ、安全保護回路が物理的分離、機能的分離されていることのほか、システムの導入段階から試験段階においてコンピュータウイルスが混入することを防止する対策が実施されていること等。 		<p>2) 盤の施錠及び鍵管理 により、外部からの人的妨害行為又は破壊行為を防止している。 【まとめ資料 安全保護回路—28】</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 18 条 安全保護回路

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・ 調達管理</p> <p>-品質保証システムによる調達管理に加えて、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規定」(JEAC4620-2008) 及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(JEAG4609-2008) に準じた検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用する方針としていること。</p> <p>(ソフトウェアの信頼性)</p> <p>-安全保護回路のソフトウェアについては、独自のプログラム言語で構築しており、一般的なコンピュータウイルスが動作する環境でないとする。</p>		

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 18 条 安全保護回路

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>【許可基準規則解釈】</p> <p>8 第 7 号に規定する「安全保護機能を失わない」とは、接続された計測制御系統施設の機器又はチャンネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、これにより悪影響を受けない部分の安全保護回路が第 1 号から第 6 号を満たすことをいう。</p>		<p>規制委員会は、申請者の安全保護回路の設計が、ソフトウェアを使用していないこと、出入管理及び施錠管理により物理的アクセス制限していることから、外部ネットワークからの侵入防止等のサイバーセキュリティを考慮する必要がないものであることを確認し、許可基準規則に適合するものと判断した。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 2 条 放射性廃棄物の廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>Ⅲ－１３ 放射性廃棄物の廃棄施設（第 2 2 条関係）</p> <p>第 2 2 条の規定は、既許可における要求事項から変更はなく、申請者の設計方針にも変更はないが、申請者は、通常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の実効線量の評価値を、気象データ等を更新して見直したとしている。</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設について、第 2 2 条第 1 号の規定は、通常運転時において、周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する設計とすることを要求している。</p> <p>規制委員会は、申請者が実施した通常運転時における試験研究用等原子炉施設の周辺公衆の実効線量の評価値について審査し、放射性廃棄物の廃棄施設の基本設計が許可基準規則に適合するものであるかを確認することとした。</p>	
<p>第 2 2 条 工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物を廃棄する施設（放射性廃棄物を保管廃棄する施設を除く。）を設</p>	<p>(1) 試験研究用等原子炉施設の平常時に放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物に含まれる放射性物質による周辺公衆の実効線量の評価に対し、適切</p>	<p>申請者は、大洗研究所（北地区）内の試験研究用等原子炉施設の放射性廃棄物の廃棄施設の設計が、周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるものであることを確認するため、気象指針、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和 51 年 9 月 28 日原子力委員会決定）（以下「線量目標値指針」</p>	<p>1.2.1 位置、構造及び設備</p> <p>ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備</p> <p>HTTR から発生する放射性廃棄物は、次のように取り扱う。</p> <p>気体廃棄物は、必要に応じて減衰させた後、放射性物質の濃度を測定し、排気筒から放出する。</p> <p>液体廃棄物は、廃液槽に回収し、放射性物質の濃度を</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 2 条 放射性廃棄物の廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>けなければならない。</p> <p>一 周辺監視区域の外 の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。</p> <p>二 液体状の放射性廃棄物の処理に係るもの にあつては、放射性廃棄物を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。</p> <p>三 固体状の放射性廃</p>	<p>なデータ(最新の気象データ(異常年検定を含む)の更新、ICRPに基づく呼吸率・線量換算係数の詳細化など)で実施していることを確認する。</p> <p>また、評価に2年以上の気象データを使用している場合は、各単一年の実効線量値とのばらつきを示していることを確認する。</p>	<p>という。)等を参考に、大洗研究所(北地区)内の試験研究用等原子炉施設の平常運転時に放出される気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性物質による周辺公衆の実効線量の評価値が、年間約9.4μSvであるとしている。</p> <p>申請者は、上記の実効線量評価に当たり、「Ⅲ-11 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止(第13条関係)」で述べたように、気象データの更新、乳幼児の呼吸率・線量換算係数の詳細化等を考慮したとしている。</p>	<p>測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。</p> <p>固体廃棄物は、放射性物質の飛散防止措置を施し、保管廃棄施設の固体廃棄物保管室に保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。一部の固体廃棄物については、貯蔵プール、照射物貯蔵ピット又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、必要に応じて廃棄物管理施設へ引き渡す。</p> <p>注) ここでいう「廃棄物管理施設」とは、平成4年3月30日付けで廃棄物管理の事業の許可を受けた大洗研究所の廃棄物管理施設をいう。</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>一 気体廃棄物の廃棄施設は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を適切に考慮して、周辺環境に放出する放射性廃棄物による周辺公衆の線量が、合理的に達成できる限り低くなるように濃度及び量を低減できる設計とする。</p> <p>(1) 燃料取扱設備のパージガス等の気体廃棄物Aは、フィルタにより微粒子、放射性よう素等を除去した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 2 条 放射性廃棄物の廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとする。</p> <p>解釈</p> <p>1 第 1 号に規定する「十分に低減できる」とは、As Low As Reasonably Achievable（以下「ALARA」という。）の考え方の下、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和 5 0 年 5 月 1 3 日原子力委員会決定）を参考に、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低くすることをいう。</p> <p>2 第 2 号に規定する</p>			<p>出する。</p> <p>(2) 1 次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップ再生オフガス等の気体廃棄物 B は、減衰タンクに一定期間（約 30 日）貯留することにより、放射能を減衰させた後、気体廃棄物 A を処理する系を通して、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。</p> <p>(3) 気体廃棄物の廃棄施設を設置している区域からの排気空気は、換気空調設備の原子炉建家 I 系換気空調装置により、微粒子用フィルタ等を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。</p> <p>二 液体廃棄物の廃棄設備は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を適切に考慮して、周辺環境に放出する放射性廃棄物による周辺公衆の線量が、合理的に達成できる限り低くなるように濃度及び量を低減できる設計とする。原子炉施設から生じる液体廃棄物は、液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽に回収し、一時貯留後、放射性物質の濃度を測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 2 条 放射性廃棄物の廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>「液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止」については、「放射性液体廃棄物処理施設の安全審査に当たり考慮すべき事項ないしは基本的な考え方」（昭和56年9月28日原子力安全委員会決定）を参考とすること。</p>			<p>棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。</p> <p>液体廃棄物の廃棄設備からの液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため、液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽を収納している機器室の床面及び壁面は、液体状の放射性物質が室外に漏えいし難い構造にし、かつ、漏えいの拡大を防止するため、廃液槽の周辺には堰等を設ける設計とする。廃液運搬車に設ける廃液移送容器は、液体廃棄物が漏えいし難い構造にし、漏えいの拡大を防止するため、周辺には受け皿を設ける設計とする。</p> <p>三 原子炉施設には、放射性固体廃棄物の焼却、固型化等の処理を行う設備はない。</p> <p>添付書類六（p6-2-225～）</p> <p>2.5.1 観測期間における気象データの代表性の検討 安全解析に使用した気象データは、2009年1月から2013年12月における5年間のデータの平均で、長期間の気象状態を代表していると考えられるが、念のため2003年から2013年の高さ80m地点における気象データについて異常年検定を行った。</p> <p>（略）</p> <p>検定の結果は、第2.5.1表及び第2.5.2表に示すとおりであり、表中*印が棄却データである。2003年</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 2 条 放射性廃棄物の廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>から 2008 年の 6 年で棄却された項目は 8 件であった。一方、安全解析に使用した 2009 年から 2013 年の 5 年で棄却された項目は 9 件であり、当該 5 年間の残りの 6 年と比べて特に多いということにはならない。従って、安全解析に使用した 5 年間の気象データは、長期間の気象状態を代表していると判断できる。</p> <p>添付書類九 (p9-31~)</p> <p>5.1 実効線量の評価</p> <p>5.1.1 気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量</p> <p>5.1.1.3 計算結果</p> <p>JMTR 及び HTTR 原子炉施設から放出される放射性希ガスからの γ 線による実効線量を第 5.1.8 表に示す。上記の原子炉施設から放出される放射性希ガスの γ 線による年間実効線量が最大となる地点は、JMTR 原子炉施設の排気筒の南西 350m の周辺監視区域境界で、その値は約 $4.9 \mu\text{Sv/y}$ である。</p> <p>5.1.2 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量</p> <p>5.1.2.3 計算結果</p> <p>大洗研究所 (北地区) の全施設から放出される液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の計算結果を第 5.1.12 表に示す。海産物摂取による年間の実効線量は約 $4.2 \mu\text{Sv/y}$ である。</p> <p>5.1.3 気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 2 条 放射性廃棄物の廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>5.1.3.3 計算結果</p> <p>JMTR 及び HTTR 原子炉施設から放出される気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量の計算結果は、次のとおりである。</p> <p>放射性よう素の年平均地表空気中濃度が最大となるのは、HTTR 原子炉施設の排気筒の北西方向 520m の地点である。</p> <p>また、上記の最大濃度地点における実効線量の計算結果を第 5.1.15 表に示す。気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量が最大となるのは、幼児で約 $0.11 \mu\text{Sv/y}$ (JMTR 原子炉施設からの寄与は無視し得る程度) である。</p> <p>5.1.4 気体廃棄物中のトリチウムによる実効線量</p> <p>5.1.4.3 計算結果</p> <p>HTTR 原子炉施設から放出されるトリチウムの年平均地表空気中濃度は、HTTR 原子炉施設の排気筒の西南西方向 610m の地点の地点で最大となり、その濃度は約 $6.6 \times 10^{-8} \text{Bq/cm}^3$ である。この地点におけるトリチウムによる実効線量は約 $0.21 \mu\text{Sv/y}$ である。</p> <p>5.3 実効線量の評価結果</p> <p>大洗研究所(北地区)の原子炉施設より放出される気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量、放射性よう素の吸入及び経口摂取による実効線量並びにトリチウムの吸入摂取及び皮膚浸透による実効線量は、それぞれ約 $4.9 \mu\text{Sv/y}$、約 $0.11 \mu\text{Sv/y}$ 及</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 2 条 放射性廃棄物の廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>び約 0.21 $\mu\text{Sv/y}$ である。一方、大洗研究所（北地区）より放出される液体廃棄物中の放射性物質の経口摂取による実効線量は約 4.2 $\mu\text{Sv/y}$ であり、前記の値と合算すると約 9.4 $\mu\text{Sv/y}$ となる。</p> <p>【まとめ資料】 （放射性廃棄物の廃棄施設） p. 33, 34</p> <p>4. 気象について</p> <p>気象データのうち地域のデータについては、主に平成 25 年（2013 年）までの気象データに更新した。更新に際して、従来データを参照していた小名浜測候所が平成 20 年に無人化され、小名浜特別気象観測所に移行したため、同地点における雲量、積雪、雷日数、霜の初終日、雪の初終日のデータがなくなった。しかしながら、直近の気象観測施設である水戸地方気象台のデータはそろっており、HTTR の保安に必要な気象データを担保できている。</p> <p>一方、敷地の気象データについては、2009 年 1 月から 2013 年 12 月（平成 21 年 1 月から平成 25 年 12 月）の気象データに基づいて評価を行った。「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」において、「1 年間の気象試料を用いて解析する」ものとしているが、その一方で「2 年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に活用することが望ましい」とされており、大洗研究開発センター（「大洗研究開発センター」は「大洗</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 2 条 放射性廃棄物の廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>研究所」と読み替える。以下同じ。) ではこれまで5年間の気象データに基づく解析を行ってきた。今回も、同様の解析を行うにあたり、まず、2003年から2013年の気象データに基づき、解析対象期間中の気象データの異常年検定を実施した。その結果、今回の解析対象としたデータにおいて、統計的に棄却すべきデータが特に多いとは評価されず、適切な代表性を有していると判断された。</p> <p>また、気象データに基づく相対濃度 (χ/Q)、相対線量 (D/Q) の評価に必要な原子炉施設の気体廃棄物放出地点から敷地境界までの距離については、東北地方太平洋沖地震後に行った測定の結果を適用した。その結果、従来の設置許可の数値と数メートル程度異なる箇所が生じた。これらに基づき、通常時及び設計基準事故時の施設周辺の相対濃度及び相対線量の評価を行ったところ、最大値点の変動及び最大値のわずかな増加が見られたが、HTTR 施設の安全評価に大きな影響は見られなかった。</p> <p>5. 通常時の被ばく評価について</p> <p>通常時の被ばく評価は、前項に示した気象データ等の更新等及び線量換算係数の詳細化による変更を行った。</p> <p>線量換算係数等の詳細化については、気体廃棄物のよう素による実効線量の評価における呼吸率、放射性</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 2 条 放射性廃棄物の廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>よう素の吸入摂取による実効線量への換算係数及び放射性よう素の経口摂取による実効線量への換算係数について、従来は「成人、幼児、乳児」の三区分別であったところ、「成人、15才児、10才児、5才児、1才児、3か月児」の六区分別に細分化した。呼吸率に関しては、ICRP Publication71 (Age-dependent Doses to Members of Public from Intake of Radionuclides : Part 4 Inhalation Dose Coefficients)を、線量換算係数に関しては、ICRP Publication 72 (Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients)を参照した。通常運転時における原子炉施設周辺一般公衆の線量評価については、以下の4経路について評価を行った。通常運転時の気体廃棄物および液体廃棄物の発生量に変更はない。また、液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価においては、放射性よう素は評価対象核種に含んでいないため、前記の実効線量換算係数の変更の影響はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量 (2) 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量 (3) 気体廃棄物中のよう素による実効線量 (4) 気体廃棄物中のトリチウムによる実効線量

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 2 条 放射性廃棄物の廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>実効線量評価結果の変更は主に以下の通りである。</p> <p>「(1) 放射性希ガスからの γ 線による実効線量」については、気象データの変更及び敷地境界距離の見直しにより最大線量評価地点が「JMTR 南西 380m 地点」から「JMTR 南西 350m 地点」に変更になった。「(2) 液体廃棄物の放射性物質による実効線量」について変更はない。「(3) 気体廃棄物中のよう素による実効線量」については、気象データの変更により最大濃度評価地点が「HTTR 北西 560m 地点」から「HTTR 北西 530m」に変更になった。また、線量換算係数の詳細化の影響も受けて実効線量は「幼児で約 $0.10 \mu\text{Sv/y}$」から「幼児で約 $0.14 \mu\text{Sv/y}$」に変更になった。その後審査の中で修正を要することが判明したため、最大濃度評価地点を「HTTR 北西 520m」に、その地点での実効線量を「幼児で約 $0.11 \mu\text{Sv/y}$」に補正する。「(4) 気体廃棄物中のトリチウムによる実効線量」については、気象データの変更により最大濃度評価地点が「HTTR 北西 550m」から「HTTR 西南西 610m」に変更になった。全経路で得られた実効線量を足し合わせた実効線量の合算評価値は $9.4 \mu\text{Sv/y}$ となり、従来の設置許可の値を変更する必要はないことが確認された。この値は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標地に関する指針」に示されている、発電用原子炉施設の通常運転時における環境への放射性物質の放出に伴う周辺公衆の受ける実効線量を年間 50 マイクロシーベルトとする線量目標値を満足</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 2 条 放射性廃棄物の廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>する。なお、本設置許可申請においては、HTTR と JMTR の 2 つの原子炉施設があり、ここではそれぞれの原子炉に対する実効線量評価を重畳した。重畳にあたっては、各径路の評価のうち大きい評価値を与える炉の最大値付近にもう一方の炉による評価結果を重ね合わせて、最大値を与える点を探す手法を採用した。なお、これらの評価結果は、2009 年 1 月から 2013 年 12 月までの 5 年間の気象データに基づく評価である。念のために各単一年の気象データに基づく評価を行ったところ、各単一年の実効線量値は 5 年評価の実効線量値に対して概ね±10%の範囲でばらつき、5 年評価値が妥当であることを確認した。</p>
		<p>規制委員会は、大洗研究所（北地区）内の試験研究用等原子炉施設の平常時に放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物に含まれる放射性物質による周辺公衆の実効線量の評価値は、気象データの更新、乳幼児の呼吸率及び線量換算係数の詳細化を考慮して評価した結果、年間約 9.4μSv であり、線量目標値指針に示されている線量目標値の年間 50μSv を下回ることを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 3 条 保管廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>Ⅲ－1 4 保管廃棄施設（第 2 3 条関係）</p> <p>第 2 3 条の規定は、既許可における要求事項から変更はないものの、申請者は、本試験研究用等原子炉施設で発生した放射性固体廃棄物について、本申請において、保管廃棄施設（原子炉建家内固体廃棄物保管室）を新設するとしている。</p> <p>第 2 3 条の規定は、工場等には、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を保管廃棄する施設を設けることを要求しており、放射性廃棄物を保管廃棄する施設については、放射性廃棄物が漏えいし難い設計とすること及び固体状の放射性廃棄物を保管廃棄する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とすることを要求している。</p>	
<p>第 2 3 条 工場等には、次に掲げるところにより、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を保管廃棄する施設を設けなければならない。</p> <p>一 放射性廃棄物が漏えいし難いものとす</p>	<p>・放射性固体廃棄物の発生源、一時保管場所から廃棄物管理施設への持ち込みまでの流れが明確となっていることを確認する（22 条と共通の確認事項）。</p> <p>・保管廃棄施設は、放射性廃棄物が漏えいし難い</p>	<p>申請者は、以下の設計方針としている。</p> <p>1. 放射性固体廃棄物は、その種類別にドラム缶等の容器に収納し、汚染の拡大防止措置を講じた上で、200 リットルドラム缶換算で約 150 本分の容量を有する原子炉建家内固体廃棄物保管室に保管し、発生状況に応じて随時廃棄物管理施設へ引き渡す。</p> <p>2. ドラム缶、廃棄物容器に封入することが著しく困難なものについては、ビニールシート等で包装し汚染拡大防止の措置を講じる。また、可燃性の放射性固体廃棄物は、金属製保管箱等に収納する。</p>	<p>第二十三条 適合のための設計方針（P. 8-1-64）</p> <p>保管廃棄施設として固体廃棄物保管室を設ける。原子炉施設で発生した固体廃棄物は、固体廃棄物保管室へ保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。固体廃棄物保管室は、固体廃棄物を廃棄物管理施設へ移送するまでの間、発生が予想される量を保管できる容量とするとともに、ドラム缶等の容器に保管する等の方法により放射性廃棄物が漏えいし難く、また放射性廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計とする。</p> <p>なお、使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロ</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 3 条 保管廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>ること。</p> <p>二 固体状の放射性廃棄物を保管廃棄する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第 2 3 条に規定する「試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を保管廃棄する」とは、将来的に試験研究用等原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の発生量及び搬出量を考慮して放射性固体廃棄物を保管廃棄及び管理できることをいう。</p>	<p>設計、固体状の放射性廃棄物による汚染が広がらない設計となっていることを確認する。</p> <p>・保管廃棄施設は、将来的に試験研究用等原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の発生量及び搬出量を考慮した上で、放射性固体廃棄物を保管廃棄できる容量を有していることを確認する。</p> <p>・一時的な放射性廃棄物の保管の場合、発生量、保管期間を踏まえ保管容量が妥当であるか、放射性廃棄物の払い出し先が選定されていることを確認する。</p>	<p>3. ただし、使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒等は、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール、照射物貯蔵ピット又は使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵セルに貯蔵保管し、当該固体廃棄物を廃棄物管理施設へ引き渡す際にドラム缶等の容器に収納することについては、既許可から変更はない。</p>	<p>ック、制御棒等は、貯蔵プール、照射物貯蔵ピット又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡す。</p> <p>11. 放射性廃棄物の廃棄施設 (P. 8-11-1)</p> <p>11.1 概要</p> <p>(3) 固体廃棄物は、その種類別にドラム缶等の容器に収納した後、固体廃棄物保管室へ保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。本原子炉施設に特有な固体廃棄物については、原子炉建家内の貯蔵プール、照射物貯蔵ピット及び使用済燃料貯蔵建家の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡す。また、大型、異形物などについては、移送及び廃棄物管理施設の受入れに当たり事前に必要な措置を講じる設計とする。</p> <p>11.4 固体廃棄物の廃棄設備 (P. 8-11-4)</p> <p>11.4.1 概要</p> <p>固体廃棄物の廃棄設備では、固体廃棄物の回収、分類、ドラム缶等の容器への収納及び保管を行う。ドラム缶等の容器への収納及び操作に際しては、放射性物質の散逸等を防止する。また、本原子炉施設に特有な使用済の可動反射体ブロック等の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B については貯蔵保管する。</p> <p>固体廃棄物の主要な発生源は、次に示すとおりである。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 3 条 保管廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>(1) β・γ 固体廃棄物 B 使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、監視試験片等</p> <p>(2) 使用済フィルタ 1 次ヘリウム循環機のフィルタ、補助ヘリウム循環機のフィルタ、換気空調設備のフィルタ、気体廃棄物の廃棄施設のフィルタ等</p> <p>(3) β・γ 固体廃棄物 A 布、紙等の雑固体廃棄物</p> <p>11.4.2 設計方針 固体廃棄物の廃棄設備は、次の方針により設計する。</p> <p>(1) 本原子炉施設に特有な使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック等の六角柱状ブロックの β・γ 固体廃棄物 B は、「8.7 燃料取扱及び貯蔵設備」の貯蔵プールに一時保管した後、使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡す。</p> <p>(2) 使用済の制御棒、監視試験片等は、「8.7 燃料取扱及び貯蔵設備」の照射物貯蔵ピット、貯蔵プール又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡す。</p> <p>(3) 上記の(1)及び(2)以外の β・γ 固体廃棄物 B 及び β・γ 固体廃棄物 A は、固体廃棄物保管室へ保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。保管に当たっては、ドラム缶、廃棄物容器[*]等に収納して汚染の拡大防止措置を講</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 3 条 保管廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>じる。ただし、ドラム缶、廃棄物容器に封入することが著しく困難なものについては、ビニールシート等で包装し汚染拡大防止の措置を講じる。また、可燃性の固体廃棄物については、金属製保管箱等に収納する。</p> <p>※カートンボックス及びペール缶</p> <p>11.4.3 主要設備の仕様 原子炉建家内の貯蔵プール及び照射物貯蔵ピット並びに使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルの設備仕様は、「8.7 燃料取扱及び貯蔵設備」に示すとおりである。固体廃棄物保管室の設備仕様を第 11.4.1 表に示す。</p> <p>11.4.4 主要設備</p> <p>(1) 貯蔵プール 使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、使用済の制御棒等の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B を貯蔵保管する。</p> <p>(2) 照射物貯蔵ピット 使用済の制御棒、監視試験片等を貯蔵保管する。</p> <p>(3) 使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セル 使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、使用済の制御棒、監視試験片等の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B を貯蔵保管する。</p> <p>(4) 固体廃棄物保管室 (1)、(2) 及び (3) 以外の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B 及び $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A を保管する。</p> <p>11.4.5 評価</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 3 条 保管廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料						
			<p>(1) 本原子炉施設に特有な使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック等の六角柱状ブロックの β・γ 固体廃棄物 B は、貯蔵プール又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡すようにしている。</p> <p>(2) 使用済の制御棒、監視試験片等は、貯蔵プール、照射物貯蔵ピット又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡すようにしている。</p> <p>(3) 上記の(1)及び(2)以外の β・γ 固体廃棄物 B 及び β・γ 固体廃棄物 A は、ドラム缶等の容器に収納した後、固体廃棄物保管室へ保管し、発生状況に応じて随時、廃棄物管理施設へ引き渡すようにしている。</p> <p>(4) ドラム缶等の容器への収納、操作に際しては、放射性物質の散逸等を防止することができる。</p> <p>第 11.4.1 表 固体廃棄物保管室の設備仕様</p> <table border="1" data-bbox="1453 1023 2132 1315"> <thead> <tr> <th>設置場所</th> <th>構造</th> <th>保管能力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建家 地下 2 階</td> <td>空間容積：約 50m³ (床面積：約 25m²、高さ：約 2m)</td> <td>200L ドラム缶換算：約 150 本相当 (ドラム缶、金属製保管箱、ペール缶等)</td> </tr> </tbody> </table>	設置場所	構造	保管能力	原子炉建家 地下 2 階	空間容積：約 50m ³ (床面積：約 25m ² 、高さ：約 2m)	200L ドラム缶換算：約 150 本相当 (ドラム缶、金属製保管箱、ペール缶等)
設置場所	構造	保管能力							
原子炉建家 地下 2 階	空間容積：約 50m ³ (床面積：約 25m ² 、高さ：約 2m)	200L ドラム缶換算：約 150 本相当 (ドラム缶、金属製保管箱、ペール缶等)							

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 3 条 保管廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>【まとめ資料】</p> <p><保管能力></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 固体廃棄物については、年度当初に発生量を推定し、固体廃棄物保管室の保管量を超えることのないよう、計画的に廃棄物管理施設へ引き渡す。 ・ これらの管理とあいまって、保管廃棄施設は固体廃棄物が廃棄物管理施設へ引き渡すまで、発生が予想される最大の量※を保管するに十分な能力を有する設計とする。 <p>※年間発生量の実績（H18～28 年度）は最大 25m³</p> <p><放射性廃棄物の漏えい防止措置></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 保管する固体廃棄物は、カートンボックス封入、ビニールシート包装、ドラム缶封入等により飛散防止措置を行う。 ・ 防火対策として、カートンボックス、フィルタ等は、金属製の容器等に収納しているため、火災の影響をうけることはなく、公衆に対する放射線影響のおそれはない。 <p><汚染の拡大防止措置></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 鉄筋コンクリート造の壁及び出入口扉により独立した区画としている。 ・ 床面及び壁は、除染が容易な塗装を施す。

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 2 3 条 保管廃棄施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>規制委員会は、申請者が以下の設計としていることを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 放射性固体廃棄物は、当該放射性固体廃棄物の種類別にドラム管等の容器に封入又はビニールシート等で包装し、汚染拡大防止の措置を講じた上で、新設する原子炉建家内固体廃棄物保管室（200 リットルドラム缶換算で約 150 本分の容量を有する。）に保管すること。 2. 可燃性の放射性固体廃棄物については金属製保管箱に保管すること等により、放射性廃棄物が漏えいし難く、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計としていること。 3. 上記 1. にかかわらず、使用済みの可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒等の固体廃棄物は、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール、照射物貯蔵ピット又は使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵セルに貯蔵保管し、当該固体廃棄物を廃棄物管理施設へ引き渡す際にドラム缶等の容器に収納することについては、既許可から変更ないこと。 	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第24条 工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>Ⅲ－15 工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護（第24条関係）</p> <p>第24条の規定は、既許可における要求事項から変更はないものの、申請者は、本試験研究用等原子炉施設で発生した放射性固体廃棄物について、本申請において、保管廃棄施設（原子炉建家内固体廃棄物保管室）を新設するとしている。</p> <p>第24条の規定は、試験研究用等原子炉施設について、通常運転時において試験研究用等原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものとすることを要求している。</p>	
<p>第24条 試験研究用等原子炉施設は、通常運転時において試験研究用等原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものでなければならない。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 工場等周辺の空間線量率について、年間50マイクログレイ以下の目標に対する線量評価が行われていること、また、その際新設される設備（保管廃棄施設）の寄与が考慮されていることを確認する。 または、原子炉設置（変更）許可申請書等におい 	<p>これに対して申請者は、新設する保管廃棄施設の寄与を含め、通常運転時における試験研究用等原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り小さい値になるよう、空気カーマとして1年間当たり50マイクログレイ以下となるように設計するとしている。</p>	<p>第二十四条 適合のための設計方針（P.8-1-69）</p> <p>通常運転時において、原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率が「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」を参考に、年間50マイクログレイ以下となるように設計する。</p> <p>遮蔽設備の評価（P.8-12-2）</p> <p>直接線量及びスカイシャイン線量は、人の居住の可能性のある周辺監視区域外において、空気カーマで年間50μGy以下になる遮蔽設計としているので、周辺監視区域外に対する「線量告示」に規定される条件を満足</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第24条 工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>【解釈】</p> <p>1 第24条に規定する「十分に低減できる」とは、ALARAの考え方の下、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（平成元年3月27日原子力安全委員会了承）を参考に施設を設計し管理することをいう。また、原子炉設置（変更）許可申請書等において、空気カーマで一年間当たり50マイクログレイ以下となるように設計及び管理することとし、その旨明記する場合は、申請に当たってその線量を評価する必要はない。</p>	<p>て、空気カーマで一年間当たり50マイクログレイ以下となるように設計及び管理することが明記されていることを確認する。</p>		<p>する。なお、本原子炉施設からの直接線量及びスカイシャイン線量は、年間$2 \times 10^{-3} \mu\text{Gy}$程度である。</p> <p>【まとめ資料】（第22条のまとめ資料P.48） 直接線量及びスカイシャイン線量の内訳</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心・・・・・・・・・・$2.5 \times 10^{-4} \mu\text{Gy/y}$ ・1次系機器等・・・・・・・・$1.31 \times 10^{-3} \mu\text{Gy/y}$ ・1次ヘリウム純化設備・・・・$2.4 \times 10^{-16} \mu\text{Gy/y}$ ・気体廃棄物処理設備・・・・$5.5 \times 10^{-17} \mu\text{Gy/y}$ ・使用済燃料貯蔵設備・・・・$6.7 \times 10^{-6} \mu\text{Gy/y}$（原子炉建家内） ・・・・・・・・$2.1 \times 10^{-5} \mu\text{Gy/y}$（使用済燃料貯蔵建家内） ・保管廃棄施設・・・・・・・・$1.3 \times 10^{-7} \mu\text{Gy/y}$ <p>合計・・・・・・・・・・約$1.6 \times 10^{-3} \mu\text{Gy/y}$</p> <p>以上の結果から、約$1.6 \times 10^{-3} \mu\text{Gy/y}$を丸めて年間$2 \times 10^{-3} \mu\text{Gy}$程度としている。</p>
		<p>規制委員会は、申請者の設計方針及び評価結果から、通常運転時における試験研究用等原子炉施設か</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第24条 工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>らの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率について、新設される保管廃棄施設の寄与を含め、1年間あたり空気カーマで50マイクログレイ以下となるように設計する方針であることを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>Ⅲ－１６ 保安電源設備（第 28 条関係）</p> <p>第 28 条は、既許可における要求事項からの変更はないものの、「Ⅲ－１０ 安全施設（第 12 条関係）」で述べたように、本申請において設備・機器の安全上の重要度分類が一部変更となっていることから、規制委員会は、機能維持のために電力系統からの電力の供給が必要な重要安全施設に変更がないか、非常用電源からの電力の供給が必要な設備に変更がないか、また、これらに対して非常用電源の容量が十分かとの観点から審査した。</p> <p>第 28 条第 1 項の規定は、試験研究用等原子炉施設について、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あることを要求している。</p> <p>第 28 条第 2 項及び第 3 項の規定は、試験研究用等原子炉施設には、非常用電源設備を設けることを要求しており、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ことを要求している。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>第 28 条 試験研究用等原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 機能維持のために電力系統からの給電が必要な重要安全施設について、既許可から変更がないことを確認する。 ・ 第 12 条の設備・機器の安全上の重要度分類が一部変更となる場合、機能維持のために電力系統からの電力の供給が必要な重要安全施設に変更がないことを確認する。 ・ 非常用電源からの電力の供給が必要な設備に変更がないことを確認する。 ・ 負荷に対して非常用電源の容量が十分であることを確認する。 	<p>これに対して申請者は、以下のとおり保安電源設備を設けるとしている。</p> <p>1. 本試験研究用等原子炉施設は、重要安全施設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。重要安全施設は、研究炉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」の「4. (3) 電気系統に対する設計上の考慮」を参考に、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 の系統及び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とする。</p> <p>なお、「Ⅲ-10 安全施設(第 12 条関係)」で述べたとおり、安全上の重要度分類が既許可から一部変更されているが、機能維持のために電力系統からの電力の供給が必要な重要安全施設に変更はない。</p> <p>また、自動的に検知できない一相開放故障等の商用電源の異常に対しては、あらかじめ手順を定めて非常用発電機の起動の措置を行う。</p>	<p>第二十八条 適合のための設計方針 (P. 8-1-72)</p> <p>1. 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。</p> <p style="text-align: right;">商用電源に係る一相開放故障が発生した場合、運転員は警報*により機器の過負荷トリップを確認できる。HTTR 原子炉施設で複数の機器が同時に過負荷トリップした場合には、運転員が商用電源異常の可能性を疑い、北受電所の変圧器の 1 次側電流を確認する。その結果、商用電源の異常と判断した場合には、HTTR の非常用発電</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 商用電源に係る一相開放故障が発生した場合の対応が定められていることを確認する。 		<p>機の起動の措置を行うことで、安全施設への電力供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できる。今後、当該事象に対して迅速かつ確実な対応を行うため、運転手引に当該事象に対する対応方法を定める。</p> <p>※所内電源盤に「パワーセンタ 電動機 過負荷」、「モータコントロールセンタ電気異常」に係る警報が発生する。</p>
<p>2 試験研究用等原子炉施設には、非常用電源設備を設けなければならない。</p> <p>3 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用電源及びその附属設備は、多重性及び独立性を有していることを確認する。 ・ 地震や外部事象において、非常用発電機が機能を喪失おそれがある場合、蓄電池や可搬型電源等の代替設備は必要な容量、給電時間、設置の実現性を有していることを確認する。 <p>(蓄電池の容量並びに可搬型電源の容量及び接続の成立性につ</p>	<p>2. 非常用電源として、非常用発電機 2 台及び蓄電池、充電器等から構成する 2 系統の直流電源設備並びに 3 系統の安全保護系用交流無停電電源装置を設ける。また、当該設計方針について既許可から変更はない。</p> <p>3. 非常用電源は、電氣的及び物理的に独立な複数の系統で構成し、1 系統の故障が他系統に影響を及ぼすことのない設計とする。また、非常用電源は、1 系統が作動しないと仮定しても、他の系統で運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく、原子炉を停止、冷却でき、あるいは減圧事故等の設計基準事故時の炉心の冷却を行う機器の安全機能を確保できる機能及び容量を有する設計</p>	<p>2. 原子炉施設に、非常用電源として、非常用発電機 2 台及び蓄電池、充電器等から構成する 2 系統の直流電源設備並びに 3 系統の安全保護系用交流無停電電源装置を設ける。</p> <p>3. 非常用電源は、電氣的及び物理的に独立な複数の系統で構成し、1 系統の故障が他系統に影響を及ぼすことのない設計とする。また、非常用電源は、1 系統が作動しないと仮定しても、他の系統で運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく、原子炉を停止、冷却でき、あるいは減圧事故等の設計基準事故時の炉心の冷却を行い、かつ、安全機能の維持に必要な系統及び機器の安全機能を確保できる機能及び容量を有する設計とする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。ただし、次の各号のいずれかに該当する場合は、この限りでない。</p> <p>一 外部電源を喪失した場合その他の非常の場合において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備へ電気を供給するための発電設備が常時作動している場合</p> <p>二 工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備が、無停電電源装置に常時電氣的に接続されている場合</p>	<p>いては第 4 2 条で確認する。）</p>	<p>とする。当該設計方針について、既許可から変更はない。</p> <p>なお、申請者は、非常用電源のうち非常用発電機について、「Ⅲ－1 地震による損傷の防止（第 4 条関係）」及び「Ⅲ－4. 2. 1 竜巻に対する設計方針」、「Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針」で述べたとおり、基準地震動による地震力や竜巻・火山事象によって機能を喪失するおそれがあるが、「Ⅲ－1 8 外部電源が喪失した場合の対策設備等（第 4 2 条関係）」で述べるとおり、当該状態において電源供給を要する重要安全施設には、蓄電池から電源供給が可能な設計とし、電源枯渇後は、可搬型設備により対応するとしている。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>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</p> <p>イ 換気設備（非常用のものに限る。）を作動させる必要がないこと。</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持することができること。</p> <p>ハ 燃料体の崩壊熱を適切に除去することができること。</p>			
<p>【解釈】</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</p>			<p>【第 28 条に関する重要安全施設】(P. 8-1-10)</p> <p>1.3 重要安全施設 の選定</p> <p>1.3.1 選定の基本方針</p> <p>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</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>審査指針（平成 3 年 7 月 18 日原子力安全委員会決定）」の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の重要度分類に関する基本的な考え方」の「4. (3)電気系統に対する設計上の考慮」に示されるものとする。水冷却型研究炉以外の炉型についても、これを参考とすること。</p> <p>2 第 2 項に規定する「非常用電源設備」とは、非常用電源設備（非常用発電機、バッテリー等）及び工学的安全施設を含む重要安全施設への電力供給設備（非常用母線スイッチギヤ、ケーブル等）をいう。</p>			<p>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。</p> <p>① 原子炉の緊急停止機能</p> <p>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）</p> <p>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</p> <p>④ 原子炉建家使用済燃料貯蔵プールの貯蔵機能</p> <p>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。</p> <p>1.3.4 第 28 条に関する重要安全施設</p> <p>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、以下の系統を選定する。</p> <p>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</p> <p>② MS-1 の系統</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>③ MS-2 のうち、異常状態発生時に、過度の放射線影響を防止するために必要な異常の影響緩和機能を果たすべき系統及び設計基準事故時のプラント状態を把握する機能を有する系統</p> <p>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。</p> <p>10. 電気施設 (P. 8-10-1)</p> <p>10.1 概要</p> <p>原子炉施設で使用する商用電源は、大洗研究所(北地区)北受電所(以下、「大洗北受電所」という。)から 6.6kV 構内配電線 1 回線により供給され、常用高圧 1 母線、常用低圧 2 母線及び非常用低圧 2 母線で構成する。常用低圧 2 母線は、常用高圧母線から、非常用低圧 2 母線は、常用高圧母線と非常用発電機から受電する。</p> <p>原子炉施設の機器は、工学的安全施設に関する機器とその他の機器に区分し、それぞれ非常用母線と常用母線に接続する。2 台以上設置する機器は、可能な限りそれぞれ非常用、常用ともに各母線に分割接続して電力供給の安定を図る。</p> <p>非常用電源として、非常用発電機を 2 台設置し、商用電源が喪失した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給する。非常用発電機は、1 台で原子炉を安全に停止するために必要な機器を運転するのに十分な容量を有す</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>る。</p> <p>また、原子炉施設の安全に必要な無停電電源として、直流電源設備及び交流無停電電源設備を設ける。直流電源設備は、直流電源を確保するため 2 組の蓄電池を設置し、それぞれ 1 系統の直流母線に電力を供給する。交流無停電電源設備は、安定した交流電源を必要とする計測制御系統設備等に電力を供給する。</p> <p>10.2 設計方針</p> <p>電気施設は、次の方針により設計する。</p> <p>(1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を確保するため、電源として商用電源及び非常用電源を有するようにする。</p> <p>(2) 商用電源は、大洗北受電所を経て 1 回線により原子炉施設に接続するようにする。</p> <p>(3) 電源系統は、適切に区分し、一つの系統に起きた故障の影響が拡大しないようにする。</p> <p>(4) 非常用電源は、互いに独立な系統とし、商用電源の喪失時に、1 つの系統が作動しないと仮定しても、次の事項を確実にを行うのに十分な容量及び機能を有するようにする。</p> <p>a. 運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの判断基準を超えることなく原子炉を停止し、冷却すること。 (第 13 条で説明)</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>b. 1 次冷却設備の二重管破断事故時等において、炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性並びにその他の安全機能を有する系統及び機器の機能を確保すること。(第 13 条で説明)</p> <p>(5) 安全機能を有する電気系統は、その系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査ができるようにする。(第 12 条第 4 項で説明)</p> <p>(6) 非常用発電機は、万一、一方が破損しても、その飛来物によって、他方の機能が失われることのないようにする。(第 12 条第 5 項で説明)</p> <p>(7) 電線、ケーブル、電源盤等は、不燃性、難燃性材料を使用するようにする。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。(第 8 条で説明)</p> <p>(8) 雷撃による火災の発生を防止し得る避雷設備を設けるようにする。(第 6 条で説明)</p> <p>(9) 設計基準事故が発生した場合、敷地内にいる人に対し、必要な指示を行うため、商用電源喪失時において使用できる通信連絡設備を設ける。原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡には、多様性を確保した通信連絡設備を設ける設計とする。(第 30 条で説明)</p> <p>(10) 安全避難通路は、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより、容易に識別できるように避難用照</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>明を設置する。また、避難用照明は、通常の照明用電源が喪失した場合においても、その機能を失うことのないようにする。さらに、設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源若しくは灯具内に蓄電池を設ける。（第 11 条で説明）</p> <p>(11) 全交流動力電源の喪失に備え、安全保護系からの作動指令により、原子炉スクラムしゃ断器を開放するための電源及び原子炉の安全な停止を一定時間監視するための電源として、必要な容量を有した蓄電池等の直流電源設備を設ける。（第 42 条で説明）</p> <p>(12) 全交流動力電源の喪失により直流電源設備の蓄電池からの電源の供給が喪失した場合においても、炉心及び使用済燃料からの崩壊熱の c 除去の状態を可搬型の計器等によって監視するために必要な電源として、可搬型発電機を設ける。（第 42 条で説明）</p> <p>10.3 主要設備</p> <p>10.3.1 高圧系統</p> <p>高圧系統は、6.6kV 常用 1 母線である。この母線は、メタルクラッド開閉装置で構成し、しゃ断器には真空しゃ断器を使用する。メタルクラッド開閉装置は、原子炉建家内に設置する。</p> <p>10.3.2 低圧系統</p> <p>低圧系統は、440V 常用及び非常用の 4 母線で構成す</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>る。</p> <p>常用低圧母線・・・常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する 2 母線</p> <p>非常用低圧母線・・・常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する 2 母線で、非常用低圧母線の電圧低下時等には非常用発電機から受電できる 2 母線</p> <p>低圧母線のパワーセンタは、原子炉建家内に設置する。なお、非常用低圧母線のパワーセンタは、各々独立した部屋に設置する。</p> <p>小容量の負荷に給電するモータコントロールセンタは、各パワーセンタより受電する。</p> <p>10.3.3 非常用発電機</p> <p>非常用発電機は、非常用低圧母線電圧が低下した場合、原子炉を安全に停止するために必要な負荷へ電源を供給する。</p> <p>非常用発電機は、多重性を考慮して、必要な容量のもの 2 台を原子炉建家内のそれぞれ独立した場所に設け、各々の非常用低圧母線に接続する。</p> <p>非常用発電機は、非常用母線電圧低下信号で起動し、約 50 秒で電圧確立後、各非常用低圧母線に接続し順次負荷に給電する。</p> <p>自動で非常用発電機に接続する主要な負荷は、次のとおりである。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>補助ヘリウム循環機補助冷却水循環ポンプ 補助冷却設備の空気冷却器ファン 炉容器冷却設備の循環ポンプ 非常用空気浄化設備の排風機 補機冷却水循環ポンプ 補機冷却水設備の冷却塔ファン 中央制御室系換気空調装置の循環送風機 電気設備室系換気空調装置の送風機、排風機 制御用空気圧縮機 空調用冷水装置 I の冷凍機 格納容器再循環冷却装置の送風機 充電器 非常灯</p> <p>10.3.4 直流電源設備</p> <p>直流電源設備は、2 組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、開閉装置等で構成する。直流母線電圧は、100V であり、安全保護系、工学的安全施設等の継電器、開閉器、電磁弁、交流無停電電源設備等に、それぞれ独立に給電する。従って、一方が故障しても残る 1 系統でプラントの安全は確保できる。なお、蓄電池は、全交流動力電源の喪失に備え、原子炉スクラムしゃ断器を開放するための電源及び原子炉の安全な停止を一定時間監視するための容量を有している。蓄電池は、据置形で、非常用低圧母線にそれぞれ接続した充電器で浮動充電する。(第 42</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>条で説明)</p> <p>(以下は第 11 条で説明しており、直流電源設備の負荷に含まれない)</p> <p>設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、非常用発電機からの給電が可能な交流非常灯(保安灯)又は蓄電池内蔵の照明を設ける。また、蓄電池による給電時間以降も対応を可能とするため、携帯用照明等を備えることにより、昼夜、場所を問わず、必要な照明が確保できる設計とする。</p>
	<p>・非常用電源設備からの電源供給を期待する重要安全施設の負荷に対して、当該非常用電源設備が十分な容量を有していることを確認する。</p>	<p>申請者は、非常用電源は、安全機能の維持に電力の供給が必要な系統及び機器(第 28 条における重要安全施設)の安全機能を確保できる容量を有する設計とするとしている。</p>	<p>1. 非常用発電機の概要</p> <p>非常用発電機は、ガスタービンエンジン 2 台及び発電機 1 台で構成され、ガスタービンエンジン 2 台からの動力により発電機 1 台を運転する構造となっている。非常用発電機は 2 台設けられており、独立性・多重性を考慮し、それぞれ別の室に設置している。商用電源が喪失した場合には、非常用低圧母線の主幹遮断器を遮断するとともに非常用発電機が自動起動し、電圧が確立した後に負荷先に投入する。この際、非常用低圧母線の電圧変動を考慮し、7 段階に分けて順次負荷先に投入する。</p> <p>2. 非常用発電機の容量</p> <p>設計基準事故に対処するための設備は、第 28 条に関</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>する重要安全施設として抽出されている。非常用発電機の容量は、「第 4 回設工認申請書（平成 4 年 8 月）非常用発電機設備の容量計算書」で算出している。上記の設備を含めた非常用電源の A 系統の負荷は、最大 2330.0 kVA、非常用電源の B 系統の負荷は最大 2318.9 kVA であり、非常用発電機の容量は 2500 kVA であることから、余裕をもった設計となっている。</p> <p>非常用発電機の 1 系統の燃料消費量は設計上 1060ℓ/h であり、主燃料槽の容量は 100000ℓ である。</p> <p>これにより、非常用発電機からの最大負荷の受電時は設計上約 3.9 日間（94.3 時間）の運転が可能である。なお、実際の非常用発電機の運転では、負荷時での燃料消費量は約 600ℓ/h であり、約 7 日間（166.6 時間）の運転が可能である。</p> <p>3. 非常用発電機の動作</p> <p>非常用発電機はガスタービンエンジン 2 台で 1 台の発電機を運転している。非常用発電機の始動時にガスタービンエンジンの 1 台が起動できない場合は回転数の不足を検知し、非常用発電機が停止するロジックを組んでいるため、非常用発電機は運転できない。また、非常用発電機の運転中にガスタービンエンジンの 1 台が停止した場合にも、発電機の電圧不足を検知し、非常用発電機が停止するロジックを組んでいるため、非常用発電機は運転できない。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>非常用発電機の構成及び起動方法</p> <p>非常用発電機は、非常用発電機本体、始動用空気系統及び燃料系統で構成されている。</p> <p>始動用空気系統は、非常用発電機の始動に必要な圧縮空気が蓄積されている始動用空気槽等で構成されている。燃料系統は、非常用発電機の運転に必要な燃料を貯留する燃料槽等で構成されている。</p> <p>非常用発電機は始動用空気槽に貯留されている圧縮空気により始動し、その後、燃料槽から送られる燃料により運転する。</p> <p>ガスタービン発電機である非常用発電機は、冷却水系統のような機関等を強制冷却する冷却システムを必要とせず、空冷方式を採用している。</p> <p>非常用発電機及び蓄電池の容量は、以下のとおり（「第 4 回設工認申請書（平成 4 年 8 月） 参考資料 非常用発電機設備の容量計算書」及び「第 4 回設工認申請書（平成 4 年 8 月） 参考資料 蓄電池の容量計算書」）</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料																																																																																																																																																																	
			<p style="text-align: center;">表 3 非常用発電機の負荷</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">負荷名称</th> <th colspan="2">非常用発電機</th> </tr> <tr> <th>A 系統</th> <th>B 系統</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>直流電源設備 充電器</td> <td>84.7 KVA</td> <td>84.7 KVA</td> </tr> <tr> <td>安全保護系用交流無停電電源装置 A</td> <td>36 KVA</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>安全保護系用交流無停電電源装置 B</td> <td>—</td> <td>36 KVA</td> </tr> <tr> <td>安全保護系用交流無停電電源装置 C</td> <td>—</td> <td>18 KVA</td> </tr> <tr> <td>計算機用交流無停電電源装置</td> <td>197 KVA</td> <td>197 KVA</td> </tr> <tr> <td>一般制御用電源</td> <td>75 KVA</td> <td>75 KVA</td> </tr> <tr> <td>保安灯電源</td> <td>75 KVA</td> <td>75 KVA</td> </tr> <tr> <td>屋内消火栓加圧送水ポンプ</td> <td>7.5 kW</td> <td>7.5 kW</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器付風船設エアロック</td> <td>0.24 kW</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>非常用発電機補機電源</td> <td>8.45 kW</td> <td>8.45 kW</td> </tr> <tr> <td>排煙機</td> <td>11 kW</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉建家エレベータ</td> <td>9.5 kW</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>放射線監視設備 動力用電源盤</td> <td>12.3 KVA</td> <td>7.9 KVA</td> </tr> <tr> <td>SF/B 排気モニタ</td> <td>—</td> <td>6.8 KVA</td> </tr> <tr> <td>C/V ガスサンプリング装置</td> <td>1.5 KVA</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器放射能計装</td> <td>2.2 KVA</td> <td>2.2 KVA</td> </tr> <tr> <td>サービスエリア放射能計装</td> <td>2.2 KVA</td> <td>2.2 KVA</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環冷却装置 送風機</td> <td>30 kW</td> <td>30 kW</td> </tr> <tr> <td>補機冷却水設備 循環ポンプ</td> <td>110 kW</td> <td>110 kW</td> </tr> <tr> <td>炉容器冷却設備 循環ポンプ</td> <td>15 kW</td> <td>15 kW</td> </tr> <tr> <td>補機冷却水設備 補機冷却水冷却塔ファン A</td> <td>15 kW</td> <td>15 kW</td> </tr> <tr> <td>補機冷却水設備 補機冷却水冷却塔ファン B</td> <td>15 kW</td> <td>15 kW</td> </tr> <tr> <td>補助冷却設備 補助ヘリウム循環機</td> <td>40 KVA</td> <td>40 KVA</td> </tr> <tr> <td>補助冷却水循環ポンプ</td> <td>22 kW</td> <td>22 kW</td> </tr> <tr> <td>補助冷却水空気冷却器 ファン A</td> <td>18.5 kW</td> <td>18.5 kW</td> </tr> <tr> <td>補助冷却水空気冷却器 ファン B</td> <td>18.5 kW</td> <td>18.5 kW</td> </tr> <tr> <td>非常用空気浄化設備 排風機</td> <td>11 kW</td> <td>11 kW</td> </tr> <tr> <td>廃棄フィルタユニットヒーター</td> <td>10 kW</td> <td>10 kW</td> </tr> <tr> <td>後備停止系駆動装置用電源</td> <td>1.5 KVA</td> <td>1.5 KVA</td> </tr> <tr> <td>原子炉建家 I 系換気空調装置排気 B 系統排風機</td> <td>3.7 kW</td> <td>3.7 kW</td> </tr> <tr> <td>放射能測定室換気空調装置排気 B 系統排風機</td> <td>1.5 kW</td> <td>1.5 kW</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵建家 排気 A 系統排風機</td> <td>7.5 kW</td> <td>7.5 kW</td> </tr> <tr> <td>排気 D 系統排風機</td> <td>15 kW</td> <td>15 kW</td> </tr> <tr> <td>中央制御室系換気空調装置 送風機</td> <td>15 kW</td> <td>15 kW</td> </tr> <tr> <td>排風機</td> <td>0.2 kW</td> <td>0.2 kW</td> </tr> <tr> <td>循環送風機</td> <td>0.4 kW</td> <td>0.4 kW</td> </tr> <tr> <td>循環フィルタヒータ</td> <td>3.5 kW</td> <td>3.5 kW</td> </tr> <tr> <td>実験設備換気装置 排気 A 系統排風機</td> <td>1.5 kW</td> <td>1.5 kW</td> </tr> <tr> <td>電動隔離弁</td> <td>0.4 KVA</td> <td>0.4 KVA</td> </tr> <tr> <td>非常用発電機補機電源</td> <td>11 kW</td> <td>11 kW</td> </tr> <tr> <td>空調用冷水装置 I 冷水ポンプ</td> <td>75 kW</td> <td>75 kW</td> </tr> <tr> <td>補機電源</td> <td>4 KVA</td> <td>4 KVA</td> </tr> <tr> <td>制御用空気圧縮装置 空気圧縮機</td> <td>37 kW</td> <td>37 kW</td> </tr> <tr> <td>除湿器</td> <td>10 kW</td> <td>10 kW</td> </tr> <tr> <td>電気設備室系換気空調装置 送風機</td> <td>185 kW</td> <td>185 kW</td> </tr> <tr> <td>排風機</td> <td>3.7 kW</td> <td>3.7 kW</td> </tr> <tr> <td>一般排水ポンプ</td> <td>5.5 kW</td> <td>5.5 kW</td> </tr> <tr> <td>ろ過水供給設備 ろ過水ポンプ</td> <td>30 kW</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>空調用冷水装置 I 冷凍機</td> <td>350 kW</td> <td>350 kW</td> </tr> <tr> <td>冷却塔非常用換気ファン</td> <td>0.75 kW</td> <td>0.75 kW</td> </tr> <tr> <td>計算機室個別空調機</td> <td>—</td> <td>30 kW</td> </tr> <tr> <td>プール水冷却浄化設備 循環ポンプ</td> <td>7.5 kW</td> <td>7.5 kW</td> </tr> </tbody> </table>	負荷名称	非常用発電機		A 系統	B 系統	直流電源設備 充電器	84.7 KVA	84.7 KVA	安全保護系用交流無停電電源装置 A	36 KVA	—	安全保護系用交流無停電電源装置 B	—	36 KVA	安全保護系用交流無停電電源装置 C	—	18 KVA	計算機用交流無停電電源装置	197 KVA	197 KVA	一般制御用電源	75 KVA	75 KVA	保安灯電源	75 KVA	75 KVA	屋内消火栓加圧送水ポンプ	7.5 kW	7.5 kW	原子炉格納容器付風船設エアロック	0.24 kW	—	非常用発電機補機電源	8.45 kW	8.45 kW	排煙機	11 kW	—	原子炉建家エレベータ	9.5 kW	—	放射線監視設備 動力用電源盤	12.3 KVA	7.9 KVA	SF/B 排気モニタ	—	6.8 KVA	C/V ガスサンプリング装置	1.5 KVA	—	原子炉格納容器放射能計装	2.2 KVA	2.2 KVA	サービスエリア放射能計装	2.2 KVA	2.2 KVA	格納容器再循環冷却装置 送風機	30 kW	30 kW	補機冷却水設備 循環ポンプ	110 kW	110 kW	炉容器冷却設備 循環ポンプ	15 kW	15 kW	補機冷却水設備 補機冷却水冷却塔ファン A	15 kW	15 kW	補機冷却水設備 補機冷却水冷却塔ファン B	15 kW	15 kW	補助冷却設備 補助ヘリウム循環機	40 KVA	40 KVA	補助冷却水循環ポンプ	22 kW	22 kW	補助冷却水空気冷却器 ファン A	18.5 kW	18.5 kW	補助冷却水空気冷却器 ファン B	18.5 kW	18.5 kW	非常用空気浄化設備 排風機	11 kW	11 kW	廃棄フィルタユニットヒーター	10 kW	10 kW	後備停止系駆動装置用電源	1.5 KVA	1.5 KVA	原子炉建家 I 系換気空調装置排気 B 系統排風機	3.7 kW	3.7 kW	放射能測定室換気空調装置排気 B 系統排風機	1.5 kW	1.5 kW	使用済燃料貯蔵建家 排気 A 系統排風機	7.5 kW	7.5 kW	排気 D 系統排風機	15 kW	15 kW	中央制御室系換気空調装置 送風機	15 kW	15 kW	排風機	0.2 kW	0.2 kW	循環送風機	0.4 kW	0.4 kW	循環フィルタヒータ	3.5 kW	3.5 kW	実験設備換気装置 排気 A 系統排風機	1.5 kW	1.5 kW	電動隔離弁	0.4 KVA	0.4 KVA	非常用発電機補機電源	11 kW	11 kW	空調用冷水装置 I 冷水ポンプ	75 kW	75 kW	補機電源	4 KVA	4 KVA	制御用空気圧縮装置 空気圧縮機	37 kW	37 kW	除湿器	10 kW	10 kW	電気設備室系換気空調装置 送風機	185 kW	185 kW	排風機	3.7 kW	3.7 kW	一般排水ポンプ	5.5 kW	5.5 kW	ろ過水供給設備 ろ過水ポンプ	30 kW	—	空調用冷水装置 I 冷凍機	350 kW	350 kW	冷却塔非常用換気ファン	0.75 kW	0.75 kW	計算機室個別空調機	—	30 kW	プール水冷却浄化設備 循環ポンプ	7.5 kW	7.5 kW
負荷名称	非常用発電機																																																																																																																																																																			
	A 系統	B 系統																																																																																																																																																																		
直流電源設備 充電器	84.7 KVA	84.7 KVA																																																																																																																																																																		
安全保護系用交流無停電電源装置 A	36 KVA	—																																																																																																																																																																		
安全保護系用交流無停電電源装置 B	—	36 KVA																																																																																																																																																																		
安全保護系用交流無停電電源装置 C	—	18 KVA																																																																																																																																																																		
計算機用交流無停電電源装置	197 KVA	197 KVA																																																																																																																																																																		
一般制御用電源	75 KVA	75 KVA																																																																																																																																																																		
保安灯電源	75 KVA	75 KVA																																																																																																																																																																		
屋内消火栓加圧送水ポンプ	7.5 kW	7.5 kW																																																																																																																																																																		
原子炉格納容器付風船設エアロック	0.24 kW	—																																																																																																																																																																		
非常用発電機補機電源	8.45 kW	8.45 kW																																																																																																																																																																		
排煙機	11 kW	—																																																																																																																																																																		
原子炉建家エレベータ	9.5 kW	—																																																																																																																																																																		
放射線監視設備 動力用電源盤	12.3 KVA	7.9 KVA																																																																																																																																																																		
SF/B 排気モニタ	—	6.8 KVA																																																																																																																																																																		
C/V ガスサンプリング装置	1.5 KVA	—																																																																																																																																																																		
原子炉格納容器放射能計装	2.2 KVA	2.2 KVA																																																																																																																																																																		
サービスエリア放射能計装	2.2 KVA	2.2 KVA																																																																																																																																																																		
格納容器再循環冷却装置 送風機	30 kW	30 kW																																																																																																																																																																		
補機冷却水設備 循環ポンプ	110 kW	110 kW																																																																																																																																																																		
炉容器冷却設備 循環ポンプ	15 kW	15 kW																																																																																																																																																																		
補機冷却水設備 補機冷却水冷却塔ファン A	15 kW	15 kW																																																																																																																																																																		
補機冷却水設備 補機冷却水冷却塔ファン B	15 kW	15 kW																																																																																																																																																																		
補助冷却設備 補助ヘリウム循環機	40 KVA	40 KVA																																																																																																																																																																		
補助冷却水循環ポンプ	22 kW	22 kW																																																																																																																																																																		
補助冷却水空気冷却器 ファン A	18.5 kW	18.5 kW																																																																																																																																																																		
補助冷却水空気冷却器 ファン B	18.5 kW	18.5 kW																																																																																																																																																																		
非常用空気浄化設備 排風機	11 kW	11 kW																																																																																																																																																																		
廃棄フィルタユニットヒーター	10 kW	10 kW																																																																																																																																																																		
後備停止系駆動装置用電源	1.5 KVA	1.5 KVA																																																																																																																																																																		
原子炉建家 I 系換気空調装置排気 B 系統排風機	3.7 kW	3.7 kW																																																																																																																																																																		
放射能測定室換気空調装置排気 B 系統排風機	1.5 kW	1.5 kW																																																																																																																																																																		
使用済燃料貯蔵建家 排気 A 系統排風機	7.5 kW	7.5 kW																																																																																																																																																																		
排気 D 系統排風機	15 kW	15 kW																																																																																																																																																																		
中央制御室系換気空調装置 送風機	15 kW	15 kW																																																																																																																																																																		
排風機	0.2 kW	0.2 kW																																																																																																																																																																		
循環送風機	0.4 kW	0.4 kW																																																																																																																																																																		
循環フィルタヒータ	3.5 kW	3.5 kW																																																																																																																																																																		
実験設備換気装置 排気 A 系統排風機	1.5 kW	1.5 kW																																																																																																																																																																		
電動隔離弁	0.4 KVA	0.4 KVA																																																																																																																																																																		
非常用発電機補機電源	11 kW	11 kW																																																																																																																																																																		
空調用冷水装置 I 冷水ポンプ	75 kW	75 kW																																																																																																																																																																		
補機電源	4 KVA	4 KVA																																																																																																																																																																		
制御用空気圧縮装置 空気圧縮機	37 kW	37 kW																																																																																																																																																																		
除湿器	10 kW	10 kW																																																																																																																																																																		
電気設備室系換気空調装置 送風機	185 kW	185 kW																																																																																																																																																																		
排風機	3.7 kW	3.7 kW																																																																																																																																																																		
一般排水ポンプ	5.5 kW	5.5 kW																																																																																																																																																																		
ろ過水供給設備 ろ過水ポンプ	30 kW	—																																																																																																																																																																		
空調用冷水装置 I 冷凍機	350 kW	350 kW																																																																																																																																																																		
冷却塔非常用換気ファン	0.75 kW	0.75 kW																																																																																																																																																																		
計算機室個別空調機	—	30 kW																																																																																																																																																																		
プール水冷却浄化設備 循環ポンプ	7.5 kW	7.5 kW																																																																																																																																																																		

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料																																																																																																																																												
		<p>規制委員会は、以下のことを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。</p> <p>1. III-10 安全施設（第 12 条関係）で述べたとおり、研究炉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」に基づき安全機能の重要度を分類し、機能の維持に電力の供給が必要な重要安全施設を選定するとともに、重要安全施設には大洗研究所（北地区）北受電所から商用電源を供給する設計としていること、また、選定された重要</p>	<p style="text-align: center;">表 4 蓄電池の負荷</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="text-align: center;">(1) A系</th> <th colspan="2" style="text-align: center;">(1) B系</th> </tr> <tr> <th style="text-align: center;">負荷内容</th> <th style="text-align: center;">負荷電流 (A)</th> <th style="text-align: center;">負荷内容</th> <th style="text-align: center;">負荷電流 (A)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>H e 循環機電源切換遮断器分電盤 A (0.1 秒間)</td> <td style="text-align: right;">35.0</td> <td>H e 循環機電源切換遮断器分電盤 B (0.1 秒間)</td> <td style="text-align: right;">35.0</td> </tr> <tr> <td>(60 分間)</td> <td style="text-align: right;">5.0</td> <td>(60 分間)</td> <td style="text-align: right;">5.0</td> </tr> <tr> <td>H e 循環機回転数制御盤 A</td> <td style="text-align: right;">15.0</td> <td>H e 循環機回転数制御盤 B</td> <td style="text-align: right;">15.0</td> </tr> <tr> <td>2 次 H e 循環機回転数制御盤</td> <td style="text-align: right;">15.0</td> <td>H e 循環機回転数制御盤 C</td> <td style="text-align: right;">15.0</td> </tr> <tr> <td>I H X H e 循環機回転数制御盤</td> <td style="text-align: right;">15.0</td> <td>1 次 / 2 次 H e サンプリング B</td> <td style="text-align: right;">10.0</td> </tr> <tr> <td>1 次 / 2 次 H e サンプリング</td> <td style="text-align: right;">25.0</td> <td>電磁弁分電盤 B</td> <td style="text-align: right;">23.2</td> </tr> <tr> <td>直流分電盤</td> <td></td> <td>1 次加圧水冷却器入口隔離弁</td> <td style="text-align: right;">34.0</td> </tr> <tr> <td>電磁弁分電盤 A</td> <td style="text-align: right;">23.2</td> <td>1 次加圧水冷却器出口止め弁</td> <td style="text-align: right;">34.0</td> </tr> <tr> <td>1 次加圧水冷却器出口隔離弁</td> <td style="text-align: right;">34.0</td> <td>2 次加圧水冷却器入口隔離弁</td> <td style="text-align: right;">15.0</td> </tr> <tr> <td>1 次加圧水冷却器入口止め弁</td> <td style="text-align: right;">34.0</td> <td>主線</td> <td style="text-align: right;">2.0</td> </tr> <tr> <td>2 次加圧水冷却器出口隔離弁</td> <td style="text-align: right;">15.0</td> <td>補助冷却設備直流電源盤 B</td> <td style="text-align: right;">4.0</td> </tr> <tr> <td>補助冷却設備直流電源盤 A</td> <td style="text-align: right;">4.0</td> <td>制御棒交換機用電源盤</td> <td style="text-align: right;">10.0</td> </tr> <tr> <td>制御棒スクラム装置盤 A</td> <td style="text-align: right;">10.0</td> <td>純水供給設備制御盤</td> <td style="text-align: right;">10.0</td> </tr> <tr> <td>炉容器冷却設備 A</td> <td style="text-align: right;">15.6</td> <td>制御棒スクラム装置盤 B</td> <td style="text-align: right;">5.0</td> </tr> <tr> <td>非常系 P / C 制御電源</td> <td style="text-align: right;">10.0</td> <td>炉容器冷却設備 B</td> <td style="text-align: right;">10.5</td> </tr> <tr> <td>投入</td> <td style="text-align: right;">5.0</td> <td>非常系 P / C 制御電源</td> <td style="text-align: right;">10.0</td> </tr> <tr> <td>引外し</td> <td style="text-align: right;">12.5</td> <td>投入</td> <td style="text-align: right;">5.0</td> </tr> <tr> <td>非常用発電機制御電源</td> <td style="text-align: right;">5.0</td> <td>引外し</td> <td style="text-align: right;">12.5</td> </tr> <tr> <td>初期励磁</td> <td style="text-align: right;">5.0</td> <td>非常用発電機制御電源</td> <td style="text-align: right;">5.0</td> </tr> <tr> <td>実験設備電源</td> <td style="text-align: right;">10.0</td> <td>初期励磁</td> <td style="text-align: right;">5.0</td> </tr> <tr> <td>非常用照明</td> <td style="text-align: right;">115.0</td> <td>実験設備電源</td> <td style="text-align: right;">10.0</td> </tr> <tr> <td>空調用電磁弁</td> <td style="text-align: right;">7.0</td> <td>空調用電磁弁</td> <td style="text-align: right;">3.0</td> </tr> <tr> <td>放射線管理隔離弁 A</td> <td style="text-align: right;">5.0</td> <td>放射線管理隔離弁 B</td> <td style="text-align: right;">5.0</td> </tr> <tr> <td>常用系 P / C - C 制御電源</td> <td style="text-align: right;">10.0</td> <td>常用系 P / C - D 制御電源</td> <td style="text-align: right;">10.0</td> </tr> <tr> <td>投入</td> <td style="text-align: right;">2.5</td> <td>投入</td> <td style="text-align: right;">2.5</td> </tr> <tr> <td>引外し</td> <td style="text-align: right;">2.5</td> <td>引外し</td> <td style="text-align: right;">2.5</td> </tr> <tr> <td>安全保護系用交流無停電電源装置 A</td> <td style="text-align: right;">207.0</td> <td>常用高圧 M / G 制御電源</td> <td style="text-align: right;">9.0</td> </tr> <tr> <td>直流入力</td> <td style="text-align: right;">2.4</td> <td>投入</td> <td style="text-align: right;">2.4</td> </tr> <tr> <td>電磁弁分電盤 (N1)</td> <td style="text-align: right;">34.4</td> <td>引外し</td> <td style="text-align: right;">16.8</td> </tr> <tr> <td>電磁弁分電盤 (N2)</td> <td style="text-align: right;">34.4</td> <td>安全保護系用交流無停電電源装置 B</td> <td style="text-align: right;">207.0</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>直流入力</td> <td style="text-align: right;">2.4</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>安全保護系用交流無停電電源装置 C</td> <td style="text-align: right;">104.0</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>直流入力</td> <td style="text-align: right;">2.4</td> </tr> </tbody> </table>	(1) A系		(1) B系		負荷内容	負荷電流 (A)	負荷内容	負荷電流 (A)	H e 循環機電源切換遮断器分電盤 A (0.1 秒間)	35.0	H e 循環機電源切換遮断器分電盤 B (0.1 秒間)	35.0	(60 分間)	5.0	(60 分間)	5.0	H e 循環機回転数制御盤 A	15.0	H e 循環機回転数制御盤 B	15.0	2 次 H e 循環機回転数制御盤	15.0	H e 循環機回転数制御盤 C	15.0	I H X H e 循環機回転数制御盤	15.0	1 次 / 2 次 H e サンプリング B	10.0	1 次 / 2 次 H e サンプリング	25.0	電磁弁分電盤 B	23.2	直流分電盤		1 次加圧水冷却器入口隔離弁	34.0	電磁弁分電盤 A	23.2	1 次加圧水冷却器出口止め弁	34.0	1 次加圧水冷却器出口隔離弁	34.0	2 次加圧水冷却器入口隔離弁	15.0	1 次加圧水冷却器入口止め弁	34.0	主線	2.0	2 次加圧水冷却器出口隔離弁	15.0	補助冷却設備直流電源盤 B	4.0	補助冷却設備直流電源盤 A	4.0	制御棒交換機用電源盤	10.0	制御棒スクラム装置盤 A	10.0	純水供給設備制御盤	10.0	炉容器冷却設備 A	15.6	制御棒スクラム装置盤 B	5.0	非常系 P / C 制御電源	10.0	炉容器冷却設備 B	10.5	投入	5.0	非常系 P / C 制御電源	10.0	引外し	12.5	投入	5.0	非常用発電機制御電源	5.0	引外し	12.5	初期励磁	5.0	非常用発電機制御電源	5.0	実験設備電源	10.0	初期励磁	5.0	非常用照明	115.0	実験設備電源	10.0	空調用電磁弁	7.0	空調用電磁弁	3.0	放射線管理隔離弁 A	5.0	放射線管理隔離弁 B	5.0	常用系 P / C - C 制御電源	10.0	常用系 P / C - D 制御電源	10.0	投入	2.5	投入	2.5	引外し	2.5	引外し	2.5	安全保護系用交流無停電電源装置 A	207.0	常用高圧 M / G 制御電源	9.0	直流入力	2.4	投入	2.4	電磁弁分電盤 (N1)	34.4	引外し	16.8	電磁弁分電盤 (N2)	34.4	安全保護系用交流無停電電源装置 B	207.0			直流入力	2.4			安全保護系用交流無停電電源装置 C	104.0			直流入力	2.4
(1) A系		(1) B系																																																																																																																																													
負荷内容	負荷電流 (A)	負荷内容	負荷電流 (A)																																																																																																																																												
H e 循環機電源切換遮断器分電盤 A (0.1 秒間)	35.0	H e 循環機電源切換遮断器分電盤 B (0.1 秒間)	35.0																																																																																																																																												
(60 分間)	5.0	(60 分間)	5.0																																																																																																																																												
H e 循環機回転数制御盤 A	15.0	H e 循環機回転数制御盤 B	15.0																																																																																																																																												
2 次 H e 循環機回転数制御盤	15.0	H e 循環機回転数制御盤 C	15.0																																																																																																																																												
I H X H e 循環機回転数制御盤	15.0	1 次 / 2 次 H e サンプリング B	10.0																																																																																																																																												
1 次 / 2 次 H e サンプリング	25.0	電磁弁分電盤 B	23.2																																																																																																																																												
直流分電盤		1 次加圧水冷却器入口隔離弁	34.0																																																																																																																																												
電磁弁分電盤 A	23.2	1 次加圧水冷却器出口止め弁	34.0																																																																																																																																												
1 次加圧水冷却器出口隔離弁	34.0	2 次加圧水冷却器入口隔離弁	15.0																																																																																																																																												
1 次加圧水冷却器入口止め弁	34.0	主線	2.0																																																																																																																																												
2 次加圧水冷却器出口隔離弁	15.0	補助冷却設備直流電源盤 B	4.0																																																																																																																																												
補助冷却設備直流電源盤 A	4.0	制御棒交換機用電源盤	10.0																																																																																																																																												
制御棒スクラム装置盤 A	10.0	純水供給設備制御盤	10.0																																																																																																																																												
炉容器冷却設備 A	15.6	制御棒スクラム装置盤 B	5.0																																																																																																																																												
非常系 P / C 制御電源	10.0	炉容器冷却設備 B	10.5																																																																																																																																												
投入	5.0	非常系 P / C 制御電源	10.0																																																																																																																																												
引外し	12.5	投入	5.0																																																																																																																																												
非常用発電機制御電源	5.0	引外し	12.5																																																																																																																																												
初期励磁	5.0	非常用発電機制御電源	5.0																																																																																																																																												
実験設備電源	10.0	初期励磁	5.0																																																																																																																																												
非常用照明	115.0	実験設備電源	10.0																																																																																																																																												
空調用電磁弁	7.0	空調用電磁弁	3.0																																																																																																																																												
放射線管理隔離弁 A	5.0	放射線管理隔離弁 B	5.0																																																																																																																																												
常用系 P / C - C 制御電源	10.0	常用系 P / C - D 制御電源	10.0																																																																																																																																												
投入	2.5	投入	2.5																																																																																																																																												
引外し	2.5	引外し	2.5																																																																																																																																												
安全保護系用交流無停電電源装置 A	207.0	常用高圧 M / G 制御電源	9.0																																																																																																																																												
直流入力	2.4	投入	2.4																																																																																																																																												
電磁弁分電盤 (N1)	34.4	引外し	16.8																																																																																																																																												
電磁弁分電盤 (N2)	34.4	安全保護系用交流無停電電源装置 B	207.0																																																																																																																																												
		直流入力	2.4																																																																																																																																												
		安全保護系用交流無停電電源装置 C	104.0																																																																																																																																												
		直流入力	2.4																																																																																																																																												

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 28 条 保安電源設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>安全施設について既許可から変更はないこと。</p> <p>2. 非常用電源は、非常用発電機 2 台及び蓄電池、充電器等から構成する 2 系統の直流電源設備並びに 3 系統の安全保護系用交流無停電電源装置からなる多重性及び独立性を備える設計としていることについて、既許可から変更はないこと。</p> <p>3. 非常用電源は、安全機能の維持が必要な系統及び機器の安全機能を確保できる容量を有する設計としていること。</p> <p>4. 自動的に検知できない一相開放故障等の商用電源の異常に対しては、あらかじめ手順を定めて非常用発電機の起動の措置を行うとしていること。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第30条 通信連絡設備等

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>Ⅲ-22 通信連絡設備等（第30条関係）</p> <p>第30条の規定は、工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、通信連絡設備を設けることを要求している。また、設計基準事故が発生した場合において試験研究用等原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多重性又は多様性を確保した通信回線を設けることを要求している。</p>	
<p>第30条 工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、通信連絡設備を設けなければならない。</p> <p>2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において試験研究用等原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多重性又は多様性を</p>	<p>(1)工場等内の通信連絡設備について、以下を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「工場等内の人」について、敷地内にいる外部研究者、見学者及び放射線業務従事者を含めた全ての人を対象になっていること。 ・「工場等内の人に対する必要な指示」について、工場等内（敷地内）の施設内にいる人と施設外にいる人に分けて、それらの人に対する必要な 	<p>これに対して申請者は、設計基準事故が発生した場合で商用電源喪失時においても、大洗研究所（北地区）敷地内にいる人に対して必要な指示ができるように、専用の非常用発電機を設けた構内一斉放送を設けるとともに、本試験研究用等原子炉施設内にいる人に対しては、原子炉建家内に設置する非常用発電機から給電して中央制御室から指示できる通信連絡設備（非常用放送設備及びページング）を設ける設計としている。</p> <p>また、設計基準事故発生時において、現地対策本部から関係官庁等の異常時通報連絡先機関等へ連絡を行うための通信連絡設備は、一般電話回線の固定電話、災害時優先回線の携帯電話及びファクシミリ、衛星回線の携帯電話等により多様性を確保した設計とするとしており、大洗研究所（北地区）内における必要箇所との間の通信連絡設備は、一般電話回線の固定電話及びファ</p>	<p>五 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>q. (通信連絡設の備等)</p> <p>設計基準事故が発生した場合、敷地内にいる人に対し、必要な指示ができる通信連絡設備を設けるとともに、原子炉施設内については、中央制御室から指示できる通信連絡設備を設ける設計とする。また、設計基準事故が発生した場合において、原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡は、多重性又は多様性を確保した設計とする。</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>1について</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第30条 通信連絡設備等

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>確保した通信回線を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「工場等内の人」とは、敷地内にいる外部研究者、見学者及び放射線業務従事者を含めた全ての人をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「必要な指示」とは、敷地内の人に対し、過度の放射線被ばくを防止するという観点から行う事象の発生の連絡や避難指示等をいう。</p> <p>3 第2項に規定する「試験研究用等原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所」とは、関係官庁</p>	<p>指示（事故対応等の指示、避難指示等）を明確にした上で、それらの必要な指示に対して適切な通信連絡設備が選定されていること。</p> <p>(2) 施設外への通信連絡について、以下を確認する。</p> <p>① 施設外への通信連絡をする必要が有る場所が、関係官庁等の異常時通報連絡先機関等を含め明確になっていること。</p> <p>② 施設外との通信連絡に用いる通信連絡設備は、多重性又は多様性を有していること。</p> <p>③ 多様性については、専用通話設備、一般電話回線、専用電話回線のうち、いずれか二つ以上の経路により外部必要箇所との通信を可能とし</p>	<p>クシミリ、災害時優先回線の携帯電話等により多様性を備え、相互に連絡ができる設計とされている。</p> <p>なお、これらの通信連絡設備のうち、災害時優先回線及び衛星回線の携帯電話は、第53条に規定する多量の放射性物質等を放出する事故発生時においても、多様性を備え、通信連絡ができる設計とする。</p>	<p>設計基準事故が発生した場合、敷地内にいる人に対し、必要な指示ができるように、敷地内に構内一斉放送設備を設けるとともに、原子炉施設内については、中央制御室から指示できる非常用放送設備HTTR及び中央制御室と原子炉施設内の各所との間で通信連絡を行うための送受話器ページングを設ける。構内一斉放送設備、非常用放送設備HTTR及び送受話器ページングは、商用電源喪失時において使用できる設計とする。</p> <p>2について</p> <p>大洗研究所（北地区）には、設計基準事故が発生した場合において原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡は、次のような設計とする。</p> <p>(1) 大洗研究所北地区内に設置される現地対策本部から関係官庁等の異常時通報連絡先機関等へ連絡を行うための通信連絡設備は、一般電話回線、災害時優先回線、衛星回線等により多様性を確保した設計とする。</p> <p>なお、多量の放射性物質等を放出する事故が発生した場合においては、災害時優先回線及び衛星回線の携帯電話により多様性を確保した設計とする。</p> <p>(2) 大洗研究所北地区内部における必要箇所との間の通信連絡設備は、一般電話回線、災害時優先回線等により多様性を備え、相互に連絡ができる設計とする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第30条 通信連絡設備等

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料										
<p>等の異常時通報連絡先機関等（以下、「外部必要箇所」という。）をいう。</p> <p>4 第2項に規定する「多様性を確保した通信回線」とは、専用通話設備、一般電話回線、専用電話回線等のうち、いずれか二つ以上の経路により外部必要箇所との通信を可能としたものをいう。</p> <p>なお、第40条、第53条及び第61条において準用する第53条に規定する措置として通信連絡設備を設置することが必要な試験研究用等原子炉施設にあっては、以下の要件を満足すること。</p> <p>一 外部必要箇所へ</p>	<p>たものであること。</p> <p>④必要な場合多量の放射性物質等を放出する事故（BDBA）を想定したものであること。</p> <p>⑤第40条、第53条及び第61条において準用する第53条に規定する措置として通信連絡設備を設置する必要性がある場合、第30条の通信連絡設備を兼用するのか、別途、第53条のための専用の通信連絡設備を設けるのかが明確であること。</p> <p>⑥上記の場合、外部必要箇所への通信連絡設備及びデータ伝送設備に用いる通信回線は、専用であって多様性を備えたものであるか。データ伝送設備を用いるか。また、施設内における必要箇所との通信</p>		<p>10. 電気施設</p> <p>10.3 主要設備</p> <p>10.3.7 通信連絡設備</p> <p>敷地内に、専用の非常用発電機を設けて商用電源喪失時において使用できる構内一斉放送設備を設ける。構内一斉放送設備専用の非常用発電機の仕様を第10.3.7表に示す。また、HTR原子炉建家内に設置する非常用発電機から給電し、商用電源喪失時において使用できる非常用放送設備HTR及び送受話器ページングを設ける。</p> <p>また、大洗研究所（北地区）内に設置される現地対策本部から関係官庁等の異常時通報連絡先機関等へ連絡を行うための通信連絡には、一般電話回線の固定電話、災害時優先回線の携帯電話及びファクシミリ、衛星回線の衛星携帯電話等により、多様性を確保した通信連絡設備を設ける。</p> <p>第10.3.7表 構内一斉放送設備専用の非常用発電機の仕様</p> <table border="1" data-bbox="1464 1082 1809 1305"> <tr> <td>型式</td> <td>単相交流発電機</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>100V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>8 kVA 以上</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>軽油</td> </tr> </table>	型式	単相交流発電機	電圧	100V	容量	8 kVA 以上	基数	1	燃料	軽油
型式	単相交流発電機												
電圧	100V												
容量	8 kVA 以上												
基数	1												
燃料	軽油												

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第30条 通信連絡設備等

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>の通信連絡設備及びデータ伝送設備に用いる通信回線は、専用であって多様性を備えたものであること。</p> <p>二 試験研究用等原子炉施設の内部における必要箇所との間の通信連絡設備は、多様性を備えたものであること。</p>	<p>連絡設備は多様性を備えたものであること。</p> <p>⑦通信連絡設備は、商用電源喪失時にも通信連絡を可能とするよう必要な電源を備えた設計となっていること。</p>		<p>【まとめ資料】（通信連絡-35）</p> <p>通信連絡設備については、一般電話回線、災害時優先回線、衛星回線等により多様性を確保する設計としており、このうち災害時優先回線の携帯電話及び衛星回線の携帯電話は、災害発生時においても輻輳による制限を受けることなく使用できる。このことから、多量の放射性物質等を放出する事故（bdba）が発生した場合においても、これらの通信手段により、関係官庁等の異常通報連絡先機関等への連絡を確保する設計とする。</p> <p>なお、bdba 発生時には、上記の通信連絡設備により通信連絡が可能であり、bdba 対応のための特別な設備は要しない。</p>
		<p>規制委員会は、設計基準事故が発生した場合のための通信連絡設備について以下のことを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。</p> <p>1. 専用の非常用発電機を設けて商用電源喪失時においても大洗研究所（北地区）敷地内の人に対し必要な指示ができる一斉放送設備を設けるとともに、本試験研究用等原子炉施設内においては原子炉建家内に設置する非常用発電機から給電し、中央制御室から指示できる非常用放送設備及びページングを設ける設計としていること。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第30条 通信連絡設備等

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>2. 大洗研究所（北地区）内の必要箇所との連絡ができるよう一般電話回線の固定電話及びファクシミリ、災害時優先回線の携帯電話等により多様性を確保した通信回線を設ける設計としていること。</p> <p>3. 現地対策本部と外部必要箇所との連絡ができるよう一般電話回線の固定電話、災害時優先回線の携帯電話及びファクシミリ並びに衛星回線の携帯電話により多様性を確保した通信回線を設ける設計としていること。</p> <p>4. 多量の放射性物質等を放出する事故発生時においても、通信連絡設備のうち、災害時優先回線及び衛星回線の携帯電話は多様性を備えた設計としていること。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第42条 外部電源が喪失した場合の対策設備等

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>Ⅲ－18 外部電源が喪失した場合の対策設備等（第42条関係）</p> <p>第42条の規定は、試験研究用等原子炉施設（ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に限る。）には、必要に応じ、外部電源が喪失した場合において原子炉停止系統及び原子炉冷却系統に係る設備を動作させるために必要な発電設備その他の非常用電源設備を設けることを要求している。また、必要に応じ、全交流動力電源喪失時に試験研究用等原子炉を安全に停止し、又は、パラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の非常用電源設備を設けることを要求している。</p> <p>このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 外部電源が喪失した場合の対策設備 2. 全交流電源が喪失した場合の対策設備 <p>規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、許可基準規則に適合するものと判断した。</p> <p>各項目についての審査内容は以下のとおり。</p>	
<p>第42条 試験研究用等原子炉施設（ガス冷</p>	<p>・第28条の保安電源設備との関係について確認</p>	<p>1. 外部電源が喪失した場合の対策設備</p> <p>申請者は、外部電源が喪失した場合の対策について、</p>	<p>8-1-80 適合のための設計方針</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第42条 外部電源が喪失した場合の対策設備等

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料																								
<p>却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に限る。以下この章において同じ。)には、必要に応じ、外部電源が喪失した場合において原子炉停止系統及び原子炉冷却系統に係る設備を動作させるために必要な発電設備その他の非常用電源設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉停止系統及び原子炉冷却系統に係る設備を動作させるために必要な発電設備その他の非常用電源設備」とは、外部電源喪失時において、計測制御系統、安全保護回路、原子炉停止系</p>	<p>する。(同じか、追加があるのか等。)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・単線結線図等により、非常用電源設備を構成する非常用発電機、蓄電池を含む交流無停電電源設備等の関係を確認する。 ・外部電源が喪失した場合において電源供給が必要な原子炉停止系統や原子炉冷却系統などの重要安全施設を具体的に特定した上で、上記の単線結線図等でこれらの重要安全施設に非常用電源設備が接続されることを確認する。 ・通常時の安全機能のための電源への影響の観点から、非常用電源設備(特に、交流無停電電源 	<p>以下を設計方針とするとしている。</p> <p>(1)外部電源を喪失した場合に、原子炉停止系統及び原子炉冷却系統を含む重要安全施設に必要な電源を供給する非常用電源を設ける。非常用電源として、「Ⅲ-16 保安電源設備(第28条関係)」に示したとおり、非常用発電機2台及び蓄電池、充電器等から構成する2系統の直流電源設備並びに3系統の安全保護系用交流無停電電源装置を設置する。</p> <p>(2)機能維持のために電力の供給を要する重要安全施設は、「Ⅲ-16 保安電源設備(第28条関係)」に示したとおりであり、既許可から変更はない。</p> <p>規制委員会は、外部電源が喪失した場合の対策設備に係る申請者の設計方針が、外部電源喪失時に原子炉停止系統及び原子炉冷却系統を含む重要安全施設を動作させるために、非常用電源として、非常用発電機2台及び蓄電池、充電器等から構成する2系統の直流電源設備並びに3系統の安全保護系用交流無停電電源装置を設置するとしていること、また、Ⅲ-16 保安電源設備(第28条関係)に示したとおり、重要安全施設及び非常用電源について既許可から変更はないことを確認した。</p>	<p>1について</p> <p>外部電源が喪失した場合に、第1.3.3表に示す構築物、系統及び機器に必要な電力を供給する非常用電源を設ける。非常用電源は、非常用発電機2台及び蓄電池、充電器等から構成する2系統の直流電源設備並びに3系統の安全保護系用交流無停電電源装置を設け、安全保護系(停止系)、安全保護系(工学的安全施設)、補助冷却設備及び炉容器冷却設備に対し、必要な電力を供給できる設計とする。</p> <p>第1.3.3表 第28条に関する重要安全施設</p> <table border="1" data-bbox="1453 730 2134 1420"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>安全機能</th> <th>構築物・系統・機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する弁</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止</td> <td>1次冷却設備の安全弁</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>原子炉の緊急停止未臨界維持</td> <td>制御棒系</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生</td> <td>安全保護系(停止系)</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td></td> <td>安全保護系(工学的安全施設)</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>炉心冷却</td> <td>補助冷却設備 炉容器冷却設備</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>放射性物質の閉じ込</td> <td>原子炉格納容器隔離</td> </tr> </tbody> </table>	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	原子炉格納容器隔離
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	原子炉格納容器隔離																									

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第42条 外部電源が喪失した場合の対策設備等

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料	
<p>統、原子炉冷却系統等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないよう、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去できるとともに、停止後、一定時間、炉心の強制冷却を必要とする試験研究用等原子炉にあっては、信頼性の高い非常用電源系統から崩壊熱を除去する設備に電源を供給できるものをいう。</p>	<p>設備)の通常時における状況、運用(常時通電か等)についても確認する。</p> <p>・常時通電の場合、非常用電源設備が故障した場合、通常時の安全機能のための電源に影響しない系統となっているかについて確認する。</p> <p>・必要な容量確保の観点から、非常用電源設備に接続する重要安全施設以外の常用系設備はないかを確認する。</p>		<p>め、放射線の遮蔽及び</p>	<p>弁</p>
			8	放出低減 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 非常用発電機
			11	機能 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
<p>2 試験研究用等原子炉施設には、必要に応じ、全交流動力電源喪失時に試験研究用等原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作</p>	<p>・全交流電源喪失時に交流無停電電源装置等により電源供給を必要とする原子炉停止やパラメータ監視等のための対象設備を具体的に確認する。特に以下を確認</p>	<p>2. 全交流電源が喪失した場合の対策設備</p> <p>申請者は、全交流動力電源が喪失した場合の対策について、以下を設計方針とするとしている。</p> <p>(1) 全交流動力電源が喪失時に原子炉を安全に停止するため、反射体領域の原子炉スクラム遮断器が開放され同領域の制御棒が速やかに炉心内に落下挿入される。次いで40分経過後に燃料領域の原子炉ス</p>	<p>8-1-80</p> <p>2について</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合、安全保護系(停止系)からの作動指令により、反射体領域の原子炉スクラム遮断器が開放され同領域の制御棒が速やかに炉心内に落下挿入される。次いで40分経過後に燃料領域の原子炉スクラム遮断器が開放され同領域の制御棒が炉心</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第42条 外部電源が喪失した場合の対策設備等

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>に必要な容量を有する蓄電池その他の非常用電源設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第2項について、全交流動力電源喪失（外部電源喪失及び非常用所内交流動力電源喪失の重畳）に備えて、必要に応じ、非常用所内直流電源設備は、試験研究用等原子炉の安全停止、停止後の監視等に必要な電源を一定時間確保できるものとする。なお、「一定時間」とは事故の収束が確認できるまでの時間をいい、冷却等に電源を要する場合にあっては、事故等に対処するための電源設備から必要</p>	<p>する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「原子炉の安全な停止」の定義 ・原子炉停止の仕組み（どの部分に電源が必要か） ・監視対象のパラメータ及びこれを監視する設備（盤を含む。）の特定 ・常用系の負荷も接続されるか、その場合全交流電源喪失時に常用系の負荷の切り離しは行われるか ・上記の対象設備に電源を供給するために必要な蓄電池等の容量の妥当性（時間的変化の考慮を含む。）を確認する。 ・原子炉の安全な停止及びパラメータの監視等のため一定時間の電源 	<p>クラム遮断器が開放され、同領域の制御棒が炉心内に落下挿入され、全制御棒の落下挿入が完了する。</p> <p>(2) 原子炉の安全な停止を確認するため、全制御棒の落下挿入が完了するまでの間（40分間）、炉内の中性子束を監視する。また、原子炉の停止後は、自然冷却により炉心からの崩壊熱の除去ができることからその状況を確認するために、事故時監視計器の一部により、原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を監視する。</p> <p>(3) 上記(1)及び(2)に必要な安全保護系（停止系）、事故時監視計器の一部（中性子束、原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を測定する機器）を含む重要安全施設に電源を一定時間(60分)供給することを目的として、必要な容量を有した蓄電池等の直流電源設備及び安全保護系用交流無停電電源装置を設ける。</p> <p>(4) 蓄電池の枯渇後（60分以降）は、炉心からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、可搬型の計器等を用いて原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を監視する。これらの監視に必要な電源は、可搬型発電機から供給する。</p> <p>(5) 可搬型発電機は、多重性を考慮して、必要な容量のもの2台をそれぞれ独立した場所（原子炉建家外）に保管する。</p>	<p>内に落下挿入され、全制御棒の落下挿入が完了する。原子炉の安全な停止を確認するために全制御棒の落下挿入が完了するまでの間（40分間）、炉内の中性子束を監視する。また、炉心からの崩壊熱の除去の状況を確認するため、原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を監視する。これらに必要な電源を一定時間（60分）確保することを目的に、必要な容量を有した蓄電池等の直流電源設備及び安全保護系用交流無停電電源装置を設け、安全保護系（停止系）、事故時監視計器の一部（中性子束、原子炉圧力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力）に給電できる設計とする。</p> <p>蓄電池の枯渇後（60分以降）は、炉心からの崩壊熱の除去の状態を確認するため、可搬型の計器等を用いて原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を監視する。これらの可搬型の計器等に必要な電源は、蓄電池枯渇前に準備する可搬型発電機から供給する設計とする。</p> <p>10.3.6 可搬型発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型発電機は、多重性を考慮して1台1組をそれぞれ

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第42条 外部電源が喪失した場合の対策設備等

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>容量の電力が供給されるまでの間とする。</p>	<p>確保が必要なものについては、「一定時間」の定義、根拠を確認する。</p> <p>・蓄電池等だけで電源を賄えず、可搬型電源等の代替手段により電源供給を行う場合は、蓄電池等の電源喪失前の可搬型電源等の代替手段の確保の成立性（可搬型電源の種類・仕様、保管場所、電源の接続性、燃料保管量、電源接続に要する要員・時間等）を確認する。</p>	<p>(6) 可搬型発電機の燃料として用いる軽油は、7日間運転できる量を保管する。万一備蓄場所が損壊して同所の軽油が使用できない場合は、大洗研究所（北地区）内の他施設から融通又は外部調達する等して必要な燃料を確保する。</p> <p>なお、上記(2)～(6)は、Ⅲ-1 地震による損傷の防止（第4条関係）及びⅢ-4 外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）における設計方針と同様である。</p>	<p>れ原子炉建家以外の独立した場所に保管する。可搬型発電機は、原子炉建家内及び屋外それぞれ2箇所に設置ができる設計とするとともに、使用する事象の発生時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>・可搬型発電機は、全交流動力電源が喪失し、さらに直流電源設備の蓄電池が枯渇して電源の供給が喪失した場合、炉心からの崩壊熱の除去の状態を監視するために必要な可搬型の計器等（記録計、信号変換器）へ必要な容量0.5kVAを供給する。可搬型発電機は無給油で10時間以上運転可能とし、その燃料は7日分の監視に必要な量を原子炉施設敷地内の油脂倉庫に備蓄する。</p> <p>可搬型発電機の仕様を第10.3.6表に示す。</p> <p>なお、本可搬型発電機は、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための資機材等の温度、圧力及び中性子束監視用の可搬型発電機と共用する。</p> <p>【まとめ資料】p32 可搬型発電機の保管場所（機械棟）からの運搬及び起動並びに計装盤までのケーブル敷設に係る対応に要した時間は約30分であることを確認している。</p>
		<p>規制委員会は、全交流電源が喪失した場合の対策設備に係る申請者の設計方針について、以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>(1) 蓄電池及び充電器等から構成する2系統の直</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第42条 外部電源が喪失した場合の対策設備等

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>流電源設備及び3系統の安全保護系用交流無停電電源装置を設けることにより、全交流動力電源喪失時に、原子炉を安全に停止するとともに、原子炉の安全な停止及び炉心からの崩壊熱の除去の状況を確認するパラメータの監視のため、安全保護系（停止系）、事故時監視計器の一部（中性子束、原子炉圧力容器上鏡温度及び補助冷却器出口ヘリウム圧力を測定する設備）に必要な電源を一定時間（原子炉の安全な停止まで40分）確保できる設計とすること。</p> <p>(2) 蓄電池は上記目的に十分な容量を有すること。</p> <p>(3) 蓄電池の枯渇後も監視を継続するため、可搬型発電機を設けること。</p> <p>(4) 可搬型発電機は、上記目的に十分な容量のものを2台独立した場所（原子炉建家外）に設置すること。</p> <p>(5) 可搬型発電機の燃料として用いる軽油は、油脂倉庫に7日間運転できる量を保管し、万一備蓄場所が損壊して同所の軽油が使用できない場合は、大洗研究所(北地区)内の他施設から融通又は外部調達する等して必要な燃料を確保すること。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 4 4 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>第 4 4 条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体、試験用燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」と総称する。）の取扱施設を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。</p> <p>四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p>	<p>・既許可の要求事項から新規基準における以下の要求事項の追加が考慮されていることを確認する。</p> <p>-放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去に水を使用する場合にあっては、当該貯蔵施設内における冷却水の水位を測定でき、かつ、その異常を検知できるものとする。</p> <p>-崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。</p> <p>・「Ⅲ-21 多量の放射性物質等を放出する事</p>	<p>Ⅲ-19 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第 4 4 条関係）</p> <p>第 4 4 条の規定は、試験研究用等原子炉施設の貯蔵設備及び燃料取扱場所について、以下を要求している。</p> <p>1. 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。</p> <p>(1) 燃料体等を貯蔵することができる容量を有するものとする。</p> <p>(2) 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p> <p>(3) 使用済燃料その他高放射性の燃料体の貯蔵施設にあっては、(1) 及び (2) に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。</p> <p>① 使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p> <p>② 貯蔵された使用済燃料その他高放射性の燃料体が崩壊熱により溶融しないものとする。</p> <p>③ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるものとする。</p> <p>④ 放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去に水を使用する場合にあっては、当該貯蔵施設内における冷却水の水位を測定でき、かつ、その異常を検知できるものとする。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 4 4 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>こと。</p> <p>五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。</p> <p>2 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。</p> <p>イ 燃料体等を貯蔵することができる容量を有するものとする。</p> <p>ロ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p> <p>二 使用済燃料その他高放射性の燃料</p>	<p>故の拡大の防止（第 5 3 条関係）」における使用済燃料貯蔵施設の事故評価において、使用済燃料の貯蔵に係る条件の変更や制限を設ける場合、当該変更や制限が第 4 4 条の要求事項を満たすことを確認する。</p> <p>・既許可の設計からの変更点が明確となっていることを確認する。</p>	<p>2. 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定できる設備を設けること。</p> <p>（1）燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。</p> <p>（2）崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。</p> <p>第 4 4 条の規定のうち、上記 1.（3）④及び上記 2.（2）は、既許可における要求事項に対して追加となっていることから、規制委員会は、本試験研究用等原子炉施設の通常運転時に使用する燃料体、試験用燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の貯蔵施設及び燃料取扱場所の設計が当該要求事項に適合しているかを審査することとした。また、第 4 4 条のその他の項・号は、既許可における要求事項からの変更はないものの、後述する「Ⅲ－2 1 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（第 5 3 条関係）」において、使用済燃料貯蔵施設貯蔵セルに係る事故時の構造健全性を維持するため、使用済燃料の発熱量を制限する観点から、貯蔵する使用済燃料の冷却経過年数を規定すること、貯蔵施設の未臨界性の判定条件を実効増倍率 0.90 以下として明確化することから、規制委員会は、</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 4 4 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>体の貯蔵施設にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。ただし、使用済燃料中の原子核分裂生成物の量が微量な場合その他の放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しない場合については、この限りでない。</p> <p>イ 使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p> <p>ロ 貯蔵された使用済燃料その他高放射性の燃料体が崩壊熱によ</p>		当該変更が第 4 4 条の要求事項に適合しているかについて審査した。	
		<p>申請者は、以下の設計方針としている。</p> <p>1. 原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール内の水位及び温度並びに使用済燃料貯蔵建家内貯蔵セルの雰囲気温度を監視し、異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。</p>	<p>8.7.2 設計方針</p> <p>燃料取扱及び貯蔵設備は、次の方針により設計する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールは、プール水の漏えいの監視のため、漏えい検出と水位監視ができるようにするとともに、異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。プール水冷却浄化設備の運転状況は、現場及び中央制御室で監視できるようにする。 ・原子炉建家内の貯蔵プール水の温度を監視し、異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。また、使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備では、雰囲気温度を監視し、異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。
		<p>2. 原子炉から取り出した使用済燃料は、原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールにおいて 2 年以上冷却した後、使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵セルに移動する。</p> <p>3. 使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックに使用済燃料を貯蔵する際、1 つのラックに貯蔵する冷却経過年数が 4 年未満の使用済燃料</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料は、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールで、2 年以上冷却後、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に貯蔵保管する。 ・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に使用済燃料を貯蔵する際、1 つのラックに貯蔵する冷却経過年数が 4 年未満の使用済燃料は 5 体ま

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 4 4 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>り溶融しないものとする。</p> <p>ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるものとする。</p> <p>ニ 放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去に水を使用する場合には、当該貯蔵施設内における冷却水の水位を測定でき、かつ、その異常を検知できるものとする。</p>		<p>は5体までとする。また、1つのラックに10体の使用済燃料を貯蔵する際は、冷却経過年数4年以上の使用済燃料を5体以上、ラックの下側に貯蔵する。</p> <p>4. 新燃料貯蔵設備、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備の未臨界性に係る判定条件について、既許可では明記していなかったが、本申請において、設備容量分の新燃料を収納した状態で、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても実効増倍率を0.90以下とすることについて明確化する。</p> <p>また、申請者は、これらの変更以外の燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設の設計に変更はないとしている。</p>	<p>でとする。これにより1つのラックに10体の使用済燃料を貯蔵する際は、冷却経過年数が2年以上の使用済燃料5体をラックの上側に、冷却経過年数が4年以上の使用済燃料5体をラックの下側に貯蔵する。使用済燃料の貯蔵保管については、運用方法を定め管理する。</p> <p>・新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備は、設備容量分の新燃料を収納した状態で、万一純水で満たされたとしても、更に、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても実効増倍率が0.90以下で臨界未満となるようにする。原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備は、設備容量分の新燃料を収納した状態で実効増倍率が最も高くなるような水分雰囲気で貯蔵ラック内が満たされたと仮定しても、実効増倍率が0.90以下で臨界未満となるようにする。また、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラックは燃料体の間隔を十分確保し、地震時にも健全性を維持して燃料体同士が接近することのないようにする。</p>
<p>3 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料取扱場所の放射線量</p>		<p>規制委員会は、以下のことを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。</p> <p>1. 使用済燃料の貯蔵場所及び取扱場所の水位及び温度を監視し、異常を検知したときは、中央制御室に警報を発する設計とすること。</p> <p>2. 本試験研究用等原子炉施設の使用済燃料を炉心</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第44条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>及び温度を測定できる設備を設けなければならない。</p> <p>一 燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。</p> <p>二 崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項第1号に規定する「燃料体等を取り扱う能力」とは、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連</p>		<p>から取り出した後原子炉建家内使用済燃料貯槽設備貯蔵プールで2年以上冷却すること及び使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックに貯蔵する使用済燃料の冷却経過年数について、4年未満の使用済燃料を当該貯蔵ラックに貯蔵する場合は5体までとし、当該貯蔵ラックに10体貯蔵する場合は、冷却経過年数4年以上の使用済燃料を下段に5体以上とすることにより、既許可の設計（使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック当たり冷却経過年数2年以上の使用済燃料10体を貯蔵）に比べ、崩壊熱及び放射線量は低減されること。</p> <p>3. 新燃料貯蔵設備、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備について、設備容量分の新燃料を収納した状態で、いかなる密度の水分雰囲気を満たされたと仮定しても実効増倍率を0.90以下となるように設計することにより、燃料体等が臨界に達するおそれがないことが明確となること。</p> <p>4. 上記1.～3.の変更以外は、本試験研究用等原子炉施設の燃料体等の貯蔵施設の設計に変更がないこと。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 4 4 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>する機器間を連携し、当該燃料体等を搬入、搬出又は保管できる能力があることをいう。</p> <p>2 第 2 項第 1 号イに規定する「貯蔵することができる容量を有する」とは、試験研究用等原子炉に全て燃料体が装荷（制限の上限値）されている状態で、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加えて、1 炉心分以上貯蔵することができる容量を有することをいう。</p> <p>3 第 2 項第 2 号において、使用済燃料中の核分裂生成物の量が微量であること等により、その取扱い及び貯蔵に当たって、遮蔽及び崩壊熱除去のた</p>			

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 4 4 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>めの施設を要しない 使用済燃料は、新燃料 と同様の扱いとする ことができる。</p>			

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 5 1 条 監視設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>Ⅲ－２０ 監視設備（第 5 1 条関係）</p> <p>第 5 1 条の規定は、試験研究用等原子炉施設には、必要に応じて通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該試験研究用等原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けることを要求している。また、周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他の当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備のうち常設のものには、上記の規定によるほか、非常用電源設備、無停電電源装置又はこれらと同等以上の機能を有する電源設備を設けることを要求している。</p>	
<p>第 5 1 条 試験研究用等原子炉施設には、必要に応じて通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該試験研究用等原子炉施設にお</p>	<p>(1) 第 5 1 条第 1 項は、規則要求のとおり。</p> <p>(2) 第 5 1 条第 2 項については、設計基準事故時に商用電源喪失を仮定する場合や、非常用電源設備を耐震 BC クラス</p>	<p>これに対して申請者は、以下の設計方針としている。</p> <p>1. 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における原子炉施設及び敷地周辺の放射線モニタリングを行うために、作業環境モニタリング設備、排気モニタリング設備並びに固定モニタリング設備により、次に示すとおり監視し、必要な情報を中央制御室その他の当該情報を</p>	<p>1.2.1 位置、構造及び設備 (共通編)</p> <p>チ 放射線管理施設の構造及び設備 (2) 屋外管理用の主要な設備の種類 野外の放射能レベルを監視及び測定するため、周辺環境モニタリング設備として固定モニタリング設備及び気象観測設備を設ける。固定モニタリング設備は、14 基のモニタリングポストで構成され、敷地周辺及び</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 5 1 条 監視設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>る放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けなければならない。</p> <p>2 周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他の当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備のうち常設</p>	<p>とすることにより基準地震動による地震発生時に非常用電源設備の機能に期待できない場合、自然現象(竜巻、火山事象)に対して非常用電源設備を防護対象設備としない場合は、これらの事象発生時には、非常用電源設備による交流動力電源が確保できなくなる。その状態において、第 51 条第 2 項における常設の放射線監視設備(モニタリングポスト)への非常用電源設備による電源供給の設計上の考慮について、以下により確認する。</p> <p>①本基準により非常用電源からの電源供給の対象となるモニタリングポストの選定(場所・個数)は妥当か。</p>	<p>伝達する必要がある場所に表示できる設計とする。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内雰囲気モニタリングは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には室内空気モニタによって連続的に行い、設計基準事故時には原子炉格納容器内のガンマ線エリアモニタ及び事故時ガンマ線モニタによって連続的に行い、中央制御室で監視及び測定できる設計とする。また、放射性物質の濃度等は、原子炉格納容器内の空気をサンプリングし、当該空気に含まれる放射性物質の濃度を測定することにより監視できる設計とする。</p> <p>(2) 放射性物質の放出経路については、排気筒及び排気管並びに使用済燃料貯蔵建家排気筒にモニタを設置するほか、排気空気及び排水をサンプリングし、当該排気空気及び排水に含まれる放射性物質の濃度を測定することにより監視できる設計とする。</p> <p>(3) 原子炉施設の周辺監視区域の境界付近の放射線量の監視及び測定は、14 基のモニタリングポストからなる固定モニタリング設備により行う設計とする。</p> <p>(4) 固定モニタリング設備のうち設計基準事故時における迅速な対応のためのモニタリングポスト 9 基について、必要な情報を中央制御</p>	<p>中央付近に設置し、各モニタリングポストに無停電電源装置及び非常用発電機(可搬型含む。)を設ける。</p> <p>敷地周辺に設置する固定モニタリング設備のうち設計基準事故時における迅速な対応のためのモニタリングポスト 9 基について中央監視するものとし、中央制御室、現地対策本部等に必要な情報を表示するとともに、伝送系は有線及び無線により多様性を確保する。</p> <p>ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>ab. (監視設備)</p> <p>原子炉施設には、必要に応じて通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設ける設計とする。</p> <p>周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室その他の当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備のうち常設のものには、上述のほか、非常用電源設備、無停電電源装置又はこれらと同等以上の機能を有する電源設備</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 5 1 条 監視設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>のものには、前項の規定によるほか、非常用電源設備、無停電電源装置又はこれらと同等以上の機能を有する電源設備を設けなければならない。</p> <p>解釈第 5 1 条</p> <p>1 第 1 項に規定する「放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において原子炉建屋内、放出口又は試験研究用等原子炉施設の周辺監視区域周辺において、サンプリングや放射線モニタ等に</p>	<p>②設計基準事故時の対応のためのモニタリングポストの設置場所・方位について、風向などのデータにより適切に選定されているか。</p> <p>③「非常用電源設備、無停電電源装置又はこれらと同等以上の機能を有する電源設備」いずれかの選定の妥当性が示されているか。</p> <p>④モニタリングポストへの非常用電源等の仕様（容量、負荷等）が示されているか。</p> <p>⑤設計基準事故等において監視のために必要なモニタリングポストへの電源供給期間、燃料等の必要容量等が示されているか。</p> <p>⑥商用電源喪失した場合のモニタリング設備について、非常用発電機</p>	<p>室、現地対策本部等に表示するとともに、伝送系は有線及び無線により多様性を確保した設計とする。</p> <p>(5) 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に用いる作業環境モニタリング設備及び排気モニタリング設備は、商用電源喪失時にも必要な電力が非常用発電機から供給される設計とする。</p> <p>2. 固定モニタリング設備は、無停電電源装置及び非常用発電機（可搬型を含む。）を設ける設計とし、無停電電源装置は、非常用発電機（可搬型を含む。）の稼働が整うまでの一定時間（90 分）を給電できる設計とする。なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータを用いてモニタリングポストによる測定を代替できるものとする。</p> <p>3. 固定モニタリング設備の非常用発電機は、同設備局舎外付近、安全管理棟屋外又は環境監視棟屋外に施設する。一部の固定モニタリング設備に使用する可搬型の非常用発電機は特殊車庫に保管し、車両にて固定モニタリング設備局舎外付近まで運搬して接続する。また、非常用発電機（可搬型を含む。）の燃料は、3 日分を敷地内に保管する。</p>	<p>を設ける設計とする。</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>1 について</p> <p>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における原子炉施設及び敷地周辺の放射線モニタリングを行うために、作業環境モニタリング設備、排気モニタリング設備及び周辺環境モニタリング設備により、次に示すとおりモニタリングできる設計とする。</p> <p>なお、設計基準事故時用の放射線監視設備は、商用電源喪失時において監視できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内雰囲気モニタリングは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には、室内空気モニタによって連続的に行い、設計基準事故時には原子炉格納容器内のガンマ線エリアモニタ及び事故時ガンマ線モニタによって連続的に行い、中央制御室で監視及び測定できる設計とする。また、原子炉格納容器内の空気をサンプリングすることによって行い、放射性物質の濃度等を知ることができる設計とする。</p> <p>放射性物質の放出経路については、排気筒及び排気管並びに使用済燃料貯蔵建家排気筒にモニタを設置するほか、排気空気及び排水をサンプリングできる設計とする。また、これら必要な情報を中央制御室又は適当な場所に表示できる設計とする。</p> <p>原子炉施設の周辺監視区域の境界付近の放射線量の</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第51条 監視設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>より放射性物質の濃度及び空間線量率を測定及び監視し、かつ、設計基準事故時に迅速な対策処理が行えるように放射線源、放出点、試験研究用等原子炉施設周辺、予想される放射性物質の放出経路等の適切な場所において放射性物質の濃度及び空間線量率を測定及び監視することをいう。</p> <p>2 第1項において、通常運転時における環境へ放出される気体及び液体廃棄物の測定及び監視については、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」(昭和53年9月2</p>	<p>が稼働するまでの無低電圧装置による電供給等の設計方針及び無停電電源装置の枯渇時の対応方針が示しているか。</p> <p>⑦可搬型電源を用いる場合は、保管場所、接続の成立性、建屋内設置の場合は排気に係る方針が示されているか</p> <p>⑧設計基準事故時における迅速な対応のためにモニタリングポストの必要な情報を伝達する伝送系は有線及び無線により多様性を確保したもののか。</p>		<p>監視及び測定は、14基のモニタリングポストにより行う設計とする。</p> <p>固定モニタリング設備のうち設計基準事故時における迅速な対応のためのモニタリングポスト9基について、必要な情報を中央制御室、現地対策本部等に表示するとともに、伝送系は有線及び無線により多様性を確保した設計とする。</p> <p>2)について</p> <p>固定モニタリング設備は、無停電電源装置及び非常用発電機(可搬型含む。)を設ける設計とし、無停電電源装置は非常用発電機(可搬型含む。)の稼働が整うまでの一定時間(90分)を給電できる無停電電源装置を設ける設計とする。なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータを用いて、モニタリングポスト14基による測定を代替できるものとする。</p> <p>12.2.3 主要設備</p> <p>(2) 放射線監視設備</p> <p>放射線監視設備は、作業環境モニタリング設備、排気モニタリング設備、周辺環境モニタリング設備及び放射線サーベイ設備で構成する。また、設計基準事故時用の放射線監視設備は、商用電源が喪失した場合、監視に必要な電源が非常用発電機から給電される。</p> <p>放射線監視設備の概要を第12.2.1表に示す。</p> <p>c. 周辺環境モニタリング設備</p> <p>大洗研究所(北地区)には、原子炉施設敷地周辺の</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 5 1 条 監視設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>9 日原子力委員会決定)を参考とすること。</p> <p>3 第 1 項において、設計基準事故時における測定及び監視については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」(昭和 5 6 年 7 月 2 3 日原子力安全委員会決定)を参考とすること。</p> <p>4 第 5 1 条において、設計基準事故時における迅速な対応のためにモニタリングポストの必要な情報を伝達する伝送系は多様性を確保したものとすること。</p>			<p>放射線監視設備として、固定モニタリング設備、気象観測設備等が設けられている。</p> <p>固定モニタリング設備は、無停電電源装置及び非常用発電機(可搬型含む。)を設け、無停電電源装置は非常用発電機(可搬型含む。)の稼働が整うまでの一定時間(90 分)を給電する。なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータを用いて、モニタリングポスト 14 基による測定を代替する。固定モニタリング設備のうち設計基準事故時における迅速な対応のためのモニタリングポスト 9 基について、必要な情報を中央制御室、現地対策本部等に表示するとともに、伝送系は有線及び無線により多様性を確保する。また、非常用発電機(可搬型含む。)は無給油で 10 時間以上運転可能とし、その燃料は 3 日分を敷地内に保管する。非常用発電機の設置場所は各局舎屋外近傍及び環境監視棟建屋内とするとともに、本非常用発電機を使用する事象の発生時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型非常用発電機については環境監視棟付近の車庫に保管し、本可搬型非常用発電機を使用する事象の発生時に運搬車両を用いて設置場所まで運搬する。非常用発電機(可搬型含む。)から電源を供給する 固定モニタリング設備までは常設又は仮設ケーブルを接続することにより、直接又は分電盤から無停電電源装置の一次側に電力を供給し、固定モニタリング設備を連続</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 5 1 条 監視設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料																																			
			<p>稼働できる設計とする。非常用発電機を建屋内に設置するに当たっては、本非常用発電機の給気量を考慮した設置とし、排気は排気管により屋外に排出する設計とする。商用電源が喪失した場合、要員の緊急招集を行い、参集した要員により、固定モニタリング設備に設置した無停電電源装置の電源が枯渇する 90 分までに、可搬型非常用発電機の配備及び接続も含め、固定モニタリング設備への給電ができる設計とする。</p>																																			
			<p>第 12.2.2 表 固定モニタリング設備の非常用発電機（可搬型含む。）の仕様</p>																																			
			<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1442 783 1653 943">給電先</th> <th data-bbox="1653 783 1787 943">電圧</th> <th data-bbox="1787 783 1910 943">容量</th> <th data-bbox="1910 783 1989 943">燃料</th> <th data-bbox="1989 783 2069 943">常設 / 可搬</th> <th data-bbox="2069 783 2134 943">基 数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1442 943 1653 1054">モニタリングポ スト (P-1)</td> <td data-bbox="1653 943 1787 1054">単相 AC100V</td> <td data-bbox="1787 943 1910 1054">3 kVA 以上</td> <td data-bbox="1910 943 1989 1054">軽油</td> <td data-bbox="1989 943 2069 1054">常設</td> <td data-bbox="2069 943 2134 1054">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1442 1054 1653 1166">モニタリングポ スト (P-2)</td> <td data-bbox="1653 1054 1787 1166">単相 AC100V</td> <td data-bbox="1787 1054 1910 1166">5 kVA 以上</td> <td data-bbox="1910 1054 1989 1166">軽油</td> <td data-bbox="1989 1054 2069 1166">常設</td> <td data-bbox="2069 1054 2134 1166">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1442 1166 1653 1278">モニタリングポ スト (P-3)</td> <td data-bbox="1653 1166 1787 1278">単相 AC100V</td> <td data-bbox="1787 1166 1910 1278">2 kVA 以上</td> <td data-bbox="1910 1166 1989 1278">軽油</td> <td data-bbox="1989 1166 2069 1278">可搬</td> <td data-bbox="2069 1166 2134 1278">1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1442 1278 1653 1386">モニタリングポ スト (P-4)</td> <td data-bbox="1653 1278 1787 1386">単相 AC100V</td> <td data-bbox="1787 1278 1910 1386">2 kVA 以上</td> <td data-bbox="1910 1278 1989 1386">軽油</td> <td data-bbox="1989 1278 2069 1386">可搬</td> <td data-bbox="2069 1278 2134 1386">1</td> </tr> </tbody> </table>						給電先	電圧	容量	燃料	常設 / 可搬	基 数	モニタリングポ スト (P-1)	単相 AC100V	3 kVA 以上	軽油	常設	1	モニタリングポ スト (P-2)	単相 AC100V	5 kVA 以上	軽油	常設	1	モニタリングポ スト (P-3)	単相 AC100V	2 kVA 以上	軽油	可搬	1	モニタリングポ スト (P-4)	単相 AC100V	2 kVA 以上	軽油	可搬	1
給電先	電圧	容量	燃料	常設 / 可搬	基 数																																	
モニタリングポ スト (P-1)	単相 AC100V	3 kVA 以上	軽油	常設	1																																	
モニタリングポ スト (P-2)	単相 AC100V	5 kVA 以上	軽油	常設	1																																	
モニタリングポ スト (P-3)	単相 AC100V	2 kVA 以上	軽油	可搬	1																																	
モニタリングポ スト (P-4)	単相 AC100V	2 kVA 以上	軽油	可搬	1																																	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第51条 監視設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料					
			モニタリングポスト (P-5)	単相 AC100V	3 kVA 以上	軽油	常設	1
			モニタリングポスト (P-6)	単相 AC100V	5 kVA 以上	軽油	常設	1
			モニタリングポスト (P-7)	単相 AC100V	3 kVA 以上	軽油		1
			モニタリングポスト (P-11, P-12, P-13)	単相 AC100V	12 kVA 以上	軽油	常設	1
			モニタリングポスト (P-14, P-15, P-16)	単相 AC100V	12 kVA 以上	軽油	常設	1
			表示器、伝送系 (環境監視棟)	単相 AC100V	12 kVA 以上	軽油	常設	1
			伝送系 (気象観測塔)	単相 AC100V	5 kVA 以上	軽油	常設	1
			モニタリングポスト (P-8) 伝送系 (安全管理棟) 表示器、伝送系 (安全情報交流棟)	単相 AC100V	30 kVA 以上	軽油	常設	1

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 5 1 条 監視設備

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>なお、HTR 原子炉建家中央制御室の表示器及び伝送系機器については、原子炉建家の非常用発電機より給電する。</p>
		<p>規制委員会は、申請者が以下の設計方針としていることを確認したことから、許可基準規則に適合するものと判断した。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 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のいずれの場合も、放射線管理に必要な情報を複数の方法で常時測定し、中央制御室等に表示して監視できる設計とすること。 2. 周辺監視区域の境界付近の放射線量を監視する固定モニタリング設備を設置するとともに、そのうち設計基準事故時の迅速な対応のためのモニタリングポスト 9 基に係る伝送系は有線及び無線により多様性を有した設計とすること。 3. 固定モニタリング設備 14 基は、商用電源喪失を考慮して非常用発電機（可搬型を含む。）及び無停電電源設備に接続するとともに、電源枯渇後はサーベイメータを用いて代替測定を行うこと。 4. 非常用発電機（可搬型を含む。）の燃料は、3 日分を敷地内に保管すること。 	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>第53条 試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p>		<p>Ⅲ－21 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（第53条関係）</p> <p>第53条の規定は、試験研究用等原子炉施設について、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないことを要求している。</p> <p>このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。</p> <p>Ⅲ－21.1 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の選定</p> <p>Ⅲ－21.2 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定、評価及び対策</p> <p>Ⅲ－21.3 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定、評価及び対策</p> <p>Ⅲ－21.4 原子炉及び使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の重畳を想定した対策</p> <p>規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、許可基準規則に適合するものと判断した。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		各項目についての審査内容は以下のとおり。	
<p>【解釈】53条-1 第53条の要求は、ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設については、設計基準事故より発生頻度は低い、敷地周辺の一般公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり5ミリシーベルトを超えるもの）を与えるおそれのある事故についての評価及び対策を求めるものである。</p> <p>【解釈】53条-2 事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多</p>	<p>事故の想定に当たって以下を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・BDDBのベースとするDBAとして、高温ガス炉の特徴を考慮し、以下の影響が大きくなる事故を想定していること。 <ul style="list-style-type: none"> -放射性物質等の放出 -空気侵入等による黒鉛酸化 -黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスによる爆発 ・自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障が考慮されていること。 	<p>Ⅲ-2 1. 1 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の選定</p> <p>1. 原子炉に係る事故の選定</p> <p>申請者は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故（周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故あたり5mSvを超えるもの。）を選定するとしており、選定に当たっては、原子炉の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に、作動を想定していた「原子炉停止」、「原子炉冷却」又は「放射性物質の閉じ込め」の機能を有する機器等のいずれかの故障が重畳した場合の事故、すなわち運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を超える事故の中から、高温ガス炉の特徴を考慮して、以下のA～Cの影響が大きい事故を多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故として選定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> A. 放射性物質等の放出の影響 B. 空気侵入等による黒鉛酸化の影響 C. 黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスによる爆発の影響 <p>(1) ベースとする設計基準事故</p> <p>申請者は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある</p>	<p>多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定的基本的な考え方</p> <p>試験炉許可基準規則第53条に基づき、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を選定する。選定に当たっては、原子炉の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故（以下「設計基準事象」という。）時に、作動を想定していた以下の(i)から(iii)までの機能を有する機器等のいずれかの故障が重畳した場合の事象、すなわち設計基準事象を超える事象の中から、高温ガス炉の特徴を考慮して多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を選定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> (i) 原子炉停止機能 (ii) 炉心冷却機能 (iii) 放射性物質の閉じ込め機能（以下「閉じ込め機能」という。） <p>上記の設計基準事象を超える事象の中から、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を選定する際は、高温ガス炉の特徴を踏まえて、</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 放射性物質等の放出の影響 b. 空気侵入等による黒鉛酸化の影響 c. 黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスによる爆発の影響

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>重故障を考慮すること。</p>	<p>・DBAに加え、多重ランダム故障の重畳が考慮されていること。</p>	<p>る事故の選定にあたり、ベースとする設計基準事故を以下のとおり選定している。</p> <p>申請者は、本試験研究用等原子炉施設では、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り、上記AからCまでの影響は生じないことから、設計基準事故のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により破断口が最も大きく、AからCまでの影響が最も大きくなる1次冷却設備二重管破断事故（以下「二重管破断」という。）を選定している。</p> <p>（2）多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の選定</p> <p>申請者は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の選定に当たり、第53条の解釈に基づき、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮した上で、二重管破断に「原子炉停止」、「原子炉冷却」又は「放射性物質の閉じ込め」の安全機能の喪失の重畳を以下のとおり想定している。</p> <p>① 内部事象に起因する原子炉停止機能の喪失の重畳</p> <p>設計基準事故を超える事故として、二重管破断発生時に内部事象に起因する何らかの故障により全制御棒が挿入失敗（以下「スクラム失敗」という。）となり、原子炉停止機能が喪失する事故を選定する。</p>	<p>が大きい事象を選定する。</p> <p>本原子炉施設では、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り多量の放射性物質を放出しない。また、空気侵入等による黒鉛酸化及び可燃性ガスによる爆発は発生しない。すなわち、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り a. から c. までの影響はない。そこで、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により破断口が最も大きく、a. から c. までの影響が最も大きくなる1次冷却設備二重管破断に(i)から(iii)までの安全機能の機能喪失の重畳を想定する。なお、事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を想定する。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 水冷の使用済燃料貯蔵設備の冷却システムの故障が考慮されていること。 ・ 水冷の使用済燃料貯蔵設備の冷却系統配管が 	<p>② 内部事象に起因する原子炉冷却機能の喪失の重畳設計基準事故を超える事故として、二重管破断発生時に内部事象に起因する何らかの故障により炉心冷却機能が喪失する事故を選定する。</p> <p>③ 地震等の外部事象に起因する閉じ込め機能及び冷却機能の喪失の重畳設計基準事故を超える事故として、二重管破断発生時に地震等の外部事象を含む何らかの原因により、閉じ込め機能が喪失する事故を選定する。</p> <p>本事象選定に当たっては地震等の共通要因となる外部事象を起因とするため、耐震重要度Bクラスの炉容器冷却設備による冷却機能は喪失しているものとする。</p> <p>2. 使用済燃料貯蔵設備に係る事故の選定</p> <p>申請者は、第53条の解釈に基づき、使用済貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を以下のとおり選定するとしている。</p> <p>(1) 原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールにおける事故</p> <p>① プール水冷却浄化設備の冷却機能喪失</p> <p>原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールについて、プール水冷却浄化設備が冷却機能を喪失し、プー</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>破断した際のサイフォン現象等により使用済燃料の冠水が維持できなくなる事故が考慮されていること。</p> <p>・空冷の使用済燃料貯蔵設備の建家の換気空調設備の停止により冷却機能が失われ、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故が考慮されていること。</p> <p>・対策の具体的な評価が可能な事故が想定され、それを超える大規模損壊との違いが整理されていること。</p>	<p>ル水の蒸発に伴う水位の低下により、使用済燃料の崩壊熱の除熱機能が低下する事故を選定する。</p> <p>② サイフォン現象によるプール水の流出</p> <p>地震等により、原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールのプール水冷却浄化設備の配管及び止め弁（逆止弁）が同時に損傷し、サイフォン現象によりプール水が流出し、プール水冷却浄化設備の冷却機能の喪失に加え、水位の低下により除熱機能が低下する事故を選定する。</p> <p>（2）使用済燃料貯蔵建家内貯蔵セルにおける事故</p> <p>申請者は、使用済燃料貯蔵建家については、地震により使用済燃料貯蔵セルの換気空調装置の冷却機能が喪失することに加え、使用済燃料貯蔵建家屋根の損壊等により瓦礫が貯蔵セル上方に積み重なって貯蔵セル上面から放熱が低下する事故を選定するとしている。</p> <p>3. 原子炉に係る事故と使用済燃料貯蔵設備に係る事故の重畳</p> <p>申請者は、地震等の外部事象を共通要因として同時に発生することが想定される、上記の事故のうち「1.（2）③地震等の外部事象に起因する閉じ込め機能及び冷却機能の喪失の重畳」及び「2.（1）②サイフォン現象によるプール水の流出」の重畳を選定としている。</p> <p>なお、申請者は自主的に、上記の想定を超える事故</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>として、設計基準事故を大幅に超える大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突、その他のテロリズムによる本試験研究用等原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合については、Ⅲ－2 1. 2 及びⅢ－2 1. 3 で述べる、原子炉及び使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の対策を、可能な範囲で実施するとしている。</p>	<p>4. 3. 3 大規模損壊について 上記の想定を上回る事象として、設計基準事象を大幅に超える大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突、その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊の発生を仮想的に想定する。その場合、自然冷却可能である高温ガス炉の固有の安全特性、高温での放射性物質の閉じ込め能力に優れた被覆燃料粒子の特徴を踏まえて、4. 3. 1 及び 4. 3. 2 の対策を可能な範囲で実施する。</p>
		<p>規制委員会は、申請者が実施した多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の選定について、以下のとおり、周辺公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれがある、工学的に判断される厳しい事故が、第53条解釈2 及び3 に基づき選定されていることを確認した。</p> <p>1. 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故としては、耐熱性・耐燃焼性に優れた黒鉛構造物からなり自然放熱による炉心の冷却が可能である安全特性を有し、被覆燃料粒子が優れた放射性物質の閉じ込め性能を有するという本試験研究用等原子炉施設の特徴を考慮した上で、放射性物質等の放出の影響、空気侵入等による黒鉛酸化の影響及び黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスによる爆発</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>の影響の観点から、設計基準事故である1次冷却設備二重管破断事故をベースとして、原子炉の基本的な安全機能である「止める」、「冷やす」又は「閉じ込める」機能が喪失する事故を重畳させた事故が選定されていること。施設の特徴を踏まえた内部事象に起因するそれぞれの基本的安全機能に係る多重故障が考慮されていること、また、自然現象等の共通原因となる外部事象である地震を起因とした事故として、閉じ込め機能及び冷却機能が耐震重要度Bクラスの設備・機器により構成されていることから、これらの機能喪失の重畳が考慮されており、耐震重要度Sクラスで設計されている原子炉停止系の制御棒は、地震に対して停止機能の喪失を考慮する必要はないとしていること。</p> <p>2. 使用済燃料貯蔵設備に係る使用済燃料の破損に至る可能性がある事故が、以下のとおり選定されていること。</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵設備の冷却システムが故障した際に、冷却水の蒸発に伴う水位の低下により使用済燃料の崩壊熱の除熱機能が維持できなくなる事故</p> <p>(2) 冷却システム配管が破断した際に、サイフォン現象等に伴う水位低下により、使用済燃料の崩壊熱の除熱機能が維持できなくなる事故</p> <p>(3) 空気により使用済燃料を冷却する使用済燃料貯</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>蔵施設に係る建家の換気空調設備の停止により冷却機能が失われる事故</p> <p>3. 地震等の外部事象を共通要因として同時に発生することが想定される複合的な事故として、上記1. (2)③の閉じ込め機能及び冷却機能の喪失の重畳並びに上記2.(1)②の使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールのサイフォン現象に伴う水位低下が考慮されていること。</p>	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 対策の有効性が確認できる具体的な事故シナリオとなっていることを確認する。 ・ 評価において機能喪失を想定する設備や機能を期待する設備が具体的かつ適切に選定されていることを確認する。 ・ 対策を講じない場合の評価を行い、5mSv を超える事故を対策の評価が必要な BDBA として選 	<p>Ⅲ-2 1.2 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定、評価及び対策</p> <p>申請者は、原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定、評価及び対策は以下のとおりとしている。なお、申請者は、事故の評価において、設計基準事故の評価で用いた保守的な仮定は用いず、以下のように現実的な評価を行うとしている。</p> <p>A. 事故時の原子炉挙動解析に用いるドップラ係数、減速材温度係数及び黒鉛の熱伝導率について、工学的安全因子 (0.8) は考慮していない。</p> <p>B. 可燃性ガスの生成過程について、設計基準事故の評価では、可燃性ガス濃度を高めに見積もるように、黒鉛と酸素の反応により生成されるガスはすべて一酸化炭素としているが、本評価において</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>定していることを確認する。</p> <p>・評価に使用している解析コードが適切であることを確認する。</p>	<p>は、黒鉛と酸素の反応により、一酸化炭素だけでなく二酸化炭素も生成されるとして可燃性ガスの濃度を、評価している。</p> <p>申請者は、評価手法として、次に掲げる1. から3. の評価には以下のとおり安全評価に使用された実績があるか又は検証済みの解析コードを使用するとしている。</p> <p>A. 事故時の原子炉の挙動については、既許可の設計基準事故の解析に用いた実績のある解析コードを使用して評価している。</p> <p>B. 黒鉛酸化及び可燃性ガスの生成過程の評価は、THYTAN コードにより実施している。黒鉛構造物の酸化に係る THYTAN コードの解析結果と実験結果との比較は文献に示されている。</p>	<p>本評価では、設計基準事故の解析に用いた BLOOST-J2 コードと TAC-NC コードを結合させた TAC/BLOOST コードにより実施している。また、使用する反応度係数（ドプラ係数及び減速材温度係数）は、設計基準事故の解析と同様に、DELIGHT、TWOTRAN 及び CITATION により評価している。</p> <p>黒鉛酸化及び可燃性ガスの生成過程の評価は、THYTAN コードにより実施している。</p> <p>【まとめ資料】</p> <p>黒鉛酸化解析コードについて</p> <p>これまでの審査会合で出た黒鉛酸化解析コードに関するコメント等を反映し、解析コードの概要および BDBA 解析で使用する事の妥当性を述べる。</p> <p>(1)概要</p> <p>BDBA 時の黒鉛酸化解析に用いる THYTAN コードは、減圧事故後に炉内に侵入した空気と炉内黒鉛構造物との酸化反応の解析を行い、流路方向及び半径方向の黒鉛構造物の酸化量分布、気体中の酸素濃度変化などを求める解析コードである。解析に際しては、侵入空気から黒鉛表面境界層への酸素の物質伝達、黒鉛表面境界層から黒鉛ブロック内への酸素の細孔内拡散及び酸素と黒鉛と</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>の化学反応の3つの仮定を考慮する。</p> <p>1 次冷却設備二重管破断事故時の原子炉圧力容器内の空気を含む混合気体の侵入はP. 11の図3に示すように、高温プレナム、炉心を経て再び格納容器へ流出する。THYTAN コードの計算フロー図を別図1に示す。</p> <p>(2) 検証</p> <p>黒鉛酸化解析コードの中では、黒鉛の酸化量を求めるために用いる物質伝達係数、拡散係数、反応速度などの物性値が関与する。気相から境界層までの物質伝達係数については文献[1]で導出されたものを用い、黒鉛内の拡散係数は文献[2, 3]を基に求め、反応速度は文献[4]の実験値を基にした。これらの物性値は温度の関数として扱われるため、黒鉛と反応ガスの温度をパラメータとして、酸化実験を行い、試料の酸化量と解析値が一致すれば、HTTRにおけるBDBA時の黒鉛酸化解析に本解析コードを用いることの妥当性を示すことができる。</p> <p>そこで、IG-110黒鉛を用いた酸化試験結果[4]を用いて、THYTANコードの検証を実施した[5]。実験は内径88mmの流路内に空気を流し、外径50mmのIG-110を加熱して酸化量を測定することにより行った。実験条件を以下に示す。</p> <p>実験条件 温度 700℃～1000℃ 空気流量 2～7 l/min 酸素濃度 20%</p>

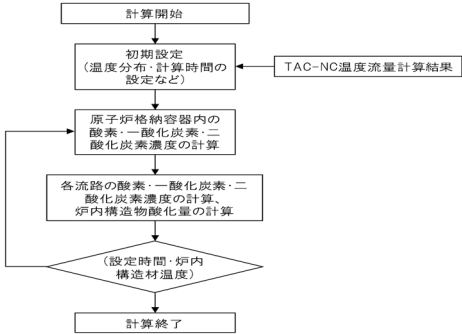
最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>その結果の例を別図2に示す。実験温度は700℃から1000℃であるが、これは700℃以下では酸化反応が遅いこと、また、900℃以上では酸化反応が黒鉛表面の境界層での物質伝達過程支配となり、挙動が殆ど変わらないことから定めた。同図に示すように、700℃では解析値が実験値を大きく上回っているが、それより高温ではほぼ全ての位置で両者は比較的良く一致している。従って、THYTANコードによる解析結果は実験値を良く再現しており、温度が低い場合にはより保守的な結果を与える。以上により解析コードTHYTANの妥当性が示された。</p> <p>引用文献 [1] 小川益郎. “高温の黒鉛円柱に直交して流れる混合ガス流が化学反応と多孔質内拡散を伴う場合の物質伝達.” 日本機械学会 論文集 B 編 53.488 (1987), 1351-1359. [2] CLARK, J. D.; ROBINSON, P. J. “Diffusion studies of porous materials.” Journal of Materials Science, 17.9 (1982), 2649-2656. [3] S. Nomura, et al., IAEA Specialists Meeting on graphite component structural design JAERI Tokai, Japan September 8-11, 1986 Summary Report, JAERI-M 86-192, 1986, 195-200. [4] Kawakami, Haruo. “Air oxidation behavior of</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>carbon and graphite materials for HTGR.” Tanso 1986.124 (1986): 26-33.</p> <p>[5] 島崎洋祐 他, “高温ガス炉の黒鉛酸化挙動評価に関する THYTAN コードの検証” JAEA-Technology 2014-038, 2014.</p> <p>を良く再現しており、温度が低い場合にはより保守的な結果を与える。以上により解析コード THYTAN の妥当性が示された。</p> <p>引用文献 [1] 小川益郎, “高温の黒鉛円柱に直交して流れる混合ガス流が化学反応と多孔質内拡散を伴う場合の物質伝達” 日本機械学会論文集 B 編 53.488 (1987), 1351-1359. [2] CLARK, J. D.; ROBINSON, P. J. “Diffusion studies of porous materials.” Journal of Materials Science, 17.9 (1982), 2649-2656. [3] S. Nomura, et al., IAEA Specialists Meeting on graphite component structural design JAERI Tokai, Japan September 8-11, 1986 Summary Report, JAERI-M 86-192, 1986, 195-200. [4] Kawakami, Haruo, “Air oxidation behavior of carbon and graphite materials for HTGR.” Tanso 1986.124 (1986): 26-33. [5] 島崎洋祐 他, “高温ガス炉の黒鉛酸化挙動評価に関する THYTAN コードの検証” JAEA-Technology 2014-038, 2014.</p>  <p>別図 1 THYTAN の計算フロー図</p>

53 条-185

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>別図2 実験及び解析による酸化腐食深さの流れ方向分布</p> <p>No.7 原子炉格納容器が破損して外気が流入する場合を想定した、サポートポスト及び黒鉛スリーブ底板の酸化に消費される酸素の量、他の黒鉛構造物との配分割合及びその際想定している原子炉格納容器の損傷部分の位置、空気の流入量</p> <p>原子炉格納容器が破損して外気が流入する場合を想定した当該事象の解析では、原子炉格納容器内に流入する空気の流量は、保守的に毎分あたり原子炉格納容器と本体積の空気が流入する条件(3,000m³/分)とし、原子炉格納容器内の空気濃度が外気とほぼ等しい状態を模擬している。 なお、本条件は保守的な解析結果を得るための仮想的な条件であり、原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失の想定、および対策については参考資料6に示すとおりである。</p> <p>53 条-186</p>
<p>【解釈】53条-3-1 具体的な事故としては、例えば、以下が挙げられる。 一 燃料体の損傷が想定される事故</p>	<p>・事故の想定に当たって、地震等の自然現象等の共通原因となる外部事象を想定する場合、原子</p>	<p>1. 原子炉停止機能の喪失の重量 (1) 事故の具体的な想定 申請者は、設計基準事故を超える事故として、二重管破断発生時に何らかの原因により原子炉停止機能が喪失(スクラム失敗)する事故を想定するとし、以下の評価では、後備停止系も機能喪失しているものとして</p>	<p>(1) 原子炉停止機能の喪失 設計基準事象を超える事象として、設計基準事象発生時に何らかの原因により全制御棒が挿入失敗(スクラム失敗)となり、原子炉停止機能が喪失する事象を想定する。 本評価では、炉容器冷却設備のみ作動しており、1次</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>イ 設計基準事故時の想定を超える空気侵入又は水侵入による炉内構造物（黒鉛）の酸化、可燃性ガスによる爆発等</p>	<p>炉の停止機能、炉冷却機能及び閉じ込め機能のみならず使用済燃料貯蔵設備の多重故障を考慮した事故の選定、評価が行われていることを確認する。</p>	<p>いる。なお、炉容器冷却設備の原子炉冷却機能及び原子炉格納容器の閉じ込め機能は維持されているとしている。</p> <p>(2) 事故の進展の評価</p> <p>申請者は、下記(3)の事故の拡大防止の対策を講じない場合、本事故を評価した結果は、以下のとおりとしている。</p> <p>① 事故発生後、1次冷却材のヘリウムの大半が流出して炉心の強制冷却ができなくなることから、炉心の温度上昇に伴う負の温度フィードバックにより原子炉は一旦未臨界となる。放置すればその後、炉心温度の低下に伴い約22時間後に原子炉は再臨界となり、以後低出力での臨界が継続する。</p> <p>② 燃料最高温度は初期値1456℃から約75時間後に1550℃まで上昇するが、燃料の許容設計限界温度である1600℃には到達せず、燃料損傷は生じない。</p> <p>③ 原子炉圧力容器の温度は、事故発生後約200時間で最も高い462℃となるが、設計基準事故の判断基準550℃を上回らない。</p> <p>④ 原子炉格納容器の内圧は事故発生後約9秒で最大の0.46MPa[abs]となるが、設計基準事故の判断基準である最高使用圧力0.49MPa[abs]を上回らない。</p>	<p>冷却設備及び補助冷却設備は機能していない。また、異常発生時の初期状態は、事故時に放出する放射性物質の量がより多くなる燃料限界照射試験時の照射炉心体系を選定した。</p> <p>原子炉を停止させない場合、燃料最高温度は一旦低下した後、再び上昇するが初期値を上回ることはなく、徐々に炉心の温度が低下する。その後、事故発生後約22時間で原子炉は再臨界となり、約75時間で燃料最高温度は約1,550℃まで上昇するが、燃料の許容設計限界温度である1,600℃には到達せず、時間の経過とともに安定な状態へと推移する。よって、著しい燃料の破損は生じない。また、敷地境界外での公衆の線量は、設計基準事故である1次冷却設備二重管破断事故と同程度の約1.7×10^{-3}Svである。よって、多量の放射性物質等の放出は生じず、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。原子炉圧力容器の圧力は、1次冷却設備二重管が破断していることから初期値を上回ることはない。</p> <p>本事象と1次冷却設備二重管破断事故を比較した場合、再臨界となるまでの炉内温度挙動に違いは生じないことから、原子炉格納容器内の圧力挙動に顕著な差は生じない。設計基準事故である1次冷却設備二重管破断事故が発生した場合、原子炉格納容器の内圧は事故後約9秒で約0.46MPa(abs)へと上昇し、その後、約0.25MPa(abs)に静定する。本事象が発生した場合、1次</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・ 著しい黒鉛酸化は発生しないことを確認する。</p> <p>・ 可燃性ガスによる爆発の影響がないことを確認する。</p>	<p>⑤ 炉心を支持する黒鉛構造物である円柱状のサポートポストは、酸化により減肉した場合に構造強度が低下するおそれがあるが、その残存等価直径は約150mmであり、炉心を支持するのに必要な強度を有するための条件である80mmを下回らない。</p> <p>⑥ 燃料コンパクトを収納・支持する黒鉛スリーブ底板の残存等価厚さは約9mmであり、黒鉛スリーブ底板が減肉破損せず燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまるための条件である5mmを下回らない。</p> <p>⑦ 黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスの濃度について、原子炉格納容器内の空気が全て黒鉛酸化に消費されたと仮定しても、一酸化炭素の濃度は最大でも1%未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による燃焼や爆発は生じない。</p> <p>⑧ 周辺公衆の実効線量の評価値は、設計基準事故である二重管破断と同じ約1.7mSv（事故発生前の被覆燃料粒子の破損率1%を仮定した場合）であることから、周辺公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。</p> <p>申請者は、以上のことから、本事故では多量の放射性物質等の放出を生じるおそれはないとしている。</p>	<p>冷却設備二重管破断事故が発生した場合と同様に原子炉格納容器の内圧は事故後約9秒で約0.46MPa(abs)へと上昇し、その後、約0.25MPa(abs)に静定する。しかしながら、再臨界後、炉心の温度上昇により約0.27MPa(abs)で安定する。よって、本事象における原子炉格納容器内の最大圧力は事象発生直後の約0.46MPa(abs)となり、原子炉格納容器の最高使用圧力0.49MPa(abs)を上回らない。</p> <p>このことから、本事象では1次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器内に放射性物質を含む1次冷却材が放出されるが原子炉格納容器により閉じ込められており、多量の放射性物質等を放出することはない。</p> <p>黒鉛構造物の酸化については、サポートポストの残存等価直径は、炉心を支持するのに必要な強度を有しているための条件である80mmを下回ることとはなく、黒鉛スリーブ底板の等価厚さは、燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまっているための条件である5mmを下回ることとはない。</p> <p>また、黒鉛酸化に伴い発生した可燃性ガスの濃度も、原子炉格納容器内の空気が全て黒鉛酸化に消費されたとしても、一酸化炭素の濃度は最大でも1%未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による爆発は生じない。よって、本事象では、多量の放射性物質等の放出、著しい黒鉛の酸化及び可燃性</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>(3) 事故の拡大防止の対策</p> <p>申請者は、本事故が発生した場合、多量の放射性物質等の放出を生じるおそれはないが、事故を早期に収束させるために以下の措置を講じるとしている。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 中央制御室にて、原子炉の状態及び放射線量を監視する。 ② 原子炉が停止していない場合、手動スクラム又は手動によるスクラムしゃ断器の開による原子炉の停止操作を行う。 ③ 制御棒挿入(手動)による原子炉停止は、原子炉制御室に常駐する運転員により、手動スクラムスイッチ操作から個別の制御棒挿入まで約20分を目途に実施する。 ④ 制御棒が挿入できない場合、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する後備停止系の作動操作を行う。 ⑤ 非常用発電機が機能喪失している場合、可搬型発電機から後備停止系駆動装置の電動機へ直接給電することにより後備停止系を操作し、原子炉を停止する。後備停止系による原子炉停止は、原子炉制御室に常駐する運転員により約5時間を目途に実施する。また、可搬型発電機からの給電により原子炉の状態を継続的に監視する。 ⑥ 可搬型発電機は、電源喪失時に原子炉を監視するために必要な温度、圧力及び中性子束を監視す 	<p>ガスによる爆発は生じるおそれがない。</p> <p>本事象の評価条件として、設計基準事故と同様の解析条件を設定しているが、炉心半径方向等価熱伝導率、反応度係数(ドプラ係数及び減速材温度係数)及び可燃性ガスの生成過程は以下に示す条件により評価している。</p> <p>炉心半径方向等価熱伝導率について、設計基準事故の評価では、保守性を持たせるために、燃料ブロック内燃料棒挿入孔や制御棒案内ブロック内制御棒挿入孔におけるふく射を考慮しない条件のもとで評価し、さらに得られた炉心半径方向等価熱伝導率に安全裕度20%を考慮している。</p> <p>しかし、本評価においては、現象論に基づき炉心を構成する燃料ブロック、制御棒案内ブロックにおける黒鉛の熱伝導及びふく射を考慮し求めた値を用いている。また、得られた炉心半径方向熱伝導率には安全裕度を加味しない値を用いている。</p> <p>反応度係数(ドプラ係数及び減速材温度係数)について、設計基準事故の評価では、燃焼を通して最も厳しい値に20%の安全裕度を考慮している。しかし、本評価においては、安全裕度を加味しない値を用いている。</p> <p>可燃性ガスの生成過程について、黒鉛と酸素の反応により、一酸化炭素と二酸化炭素が生成される。設計基準事故の評価では、可燃性ガス濃度を高めに見積もるよう</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 5 3 条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>る計器等へ電源を供給するものと、原子炉停止機能の喪失時に電源喪失が重畳した場合に、後備停止系駆動装置を直接駆動するために電動機へ電源を供給するものを用意する。可搬型発電機は、多重性を考慮して、必要な容量のもの 2 台をそれぞれ独立した場所に保管する。</p>	<p>に、黒鉛と酸素の反応により生成されるガスはすべて一酸化炭素としている。しかし、本評価においては、黒鉛と酸素の反応により、一酸化炭素のみならず二酸化炭素も生成されるとして可燃性ガスの濃度を評価している。</p>
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故に対して、以下の条件を満たす対策が用意されていることを確認する。 - 放射性物質放出の発生防止及び拡大防止対策 - 燃料や原子炉冷却材圧力バウンダリから放射性物質が放出された場合の影響緩和対策 - 可燃性ガス排出等による、設計基準事故の想定を超える空気や水の原子炉圧力容器への侵入による爆発の防止対策 		<p>本事象では多量の放射性物質等の放出等を生じるおそれはないが、事象を早期に収束させるために以下の措置を講ずる。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 中央制御室にて、原子炉の状態及び放射線量を把握するとともに、原子炉の状態を継続的に監視する。 b. 原子炉が停止していない場合、手動スクラム、手動によるスクラムしゃ断器の開等による原子炉の停止操作を行う。 c. 制御棒が挿入できない場合、後備停止系の作動操作を行う。非常用発電機が機能喪失している場合、可搬型発電機により、原子炉の状態を継続的に監視するとともに、後備停止系を操作し、原子炉の停止に努める。 <p>なお、万一すべての停止機能が喪失した場合は、原子炉停止にかかる自主対策設備を用いて原子炉の停</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<ul style="list-style-type: none"> ・上記のため、常用系設備が使用できない場合に備えて可搬型設備が設置されていることを確認する。 ・上記の対策を実行可能とする体制が整備されているか、又はその方針が定められていることを確認する。 ・運用による対応を行う場合や可搬型の設備を用いる場合は、対応に必要な時間内での作業の完了、要員の確保、設備の接続の実現性を確認する。 ・多量の放射性物質等の放出に至る事故に対する拡大防止の対策と影響緩和対策の対策が、そ 		<p>止に努める。</p> <p>【まとめ資料】</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 制御棒挿入（手動）による原子炉停止 <ol style="list-style-type: none"> 1-1 操作手順 <ol style="list-style-type: none"> (1) 原子炉運転班長は、設計基準事故が発生した場合、原子炉のスクラム状況を確認し、自動スクラムしていない場合は、中央制御室にて手動スクラムスイッチによる原子炉手動スクラムを行う。 (2) 原子炉運転班長は、上記の操作を実施しても制御棒が挿入できない場合は、中央制御室外のスクラム装置盤でスクラム遮断器開スイッチによる原子炉スクラム遮断器開操作を行う。 (3) 原子炉運転班長は、上記の操作を実施しても制御棒が挿入できない場合は、スクラム装置盤にて各制御棒のヒューズを引き抜き、制御棒を個別に挿入する。 1-2 操作時間 <ol style="list-style-type: none"> 1-1 の操作は、手動スクラムスイッチ操作から個別の制御棒挿入まで運転員 2 名により 20 分以内で行うことが可能である。 2. 後備停止系による原子炉停止 <ol style="list-style-type: none"> 原子炉停止機能が喪失した場合には、後備停止系を作動させ、炭化ほう素ペレットを炉心内に重力落下させ原子炉を停止する措置を講じる（別紙 1）。

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>れぞれ明確になっていることを確認する。</p>		<p>後備停止系は耐震 B クラスの機器であるが、基準地震動 Ss による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。また、可搬型電源により後備停止系を直接作動するための停止手段を整備する。この可搬型電源は、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止対策機器として設工認申請する。</p> <p>2-1 操作手順</p> <p>(1) 原子炉運転班長は、1. の制御棒挿入の操作を実施しても、制御棒が挿入できない場合には、原子炉停止機能喪失と判断し、中央制御室にて後備停止系作動スイッチにより後備停止系を作動させる。</p> <p>(2) 原子炉運転班長は、上記の操作を実施しても後備停止系が作動できない場合は、図 1 示すように、可搬型発電機を後備停止系制御装置盤（非管理区域）（以下「現場盤」という。）に接続し、後備停止系の駆動用電動機を直接作動させる。</p> <p>2-2 操作時間</p> <p>2-1(1)の操作は、運転員 2 名により 1 分以内で行うことが可能である。</p> <p>2-1(2)の操作は、事故対応要員 4 名により数時間で行うことが可能である。</p> <p>中央制御室の居住性については、HTTR の状態変化は非常に緩慢であることから、原子炉の状態を監視する場合でも、数時間に 1 度程度の状態監視を行えば十分であるため、中央制御室に常に滞在する必要がなく、</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>居住性を確保するための特段の措置は不要と考える なお、中央制御室の換気空調装置が機能喪失している場合、放出された放射性物質等による運転員等への被ばくのおそれが考えられることから、チャコールフィルタ付の全面マスクを着用し、運転員等の被ばく低減に努める。</p>
		<p>2. 原子炉冷却機能の喪失の重畳 (1) 事故の具体的な想定 申請者は、設計基準事故を超える事故として、二重管破断発生時に何らかの原因により炉心冷却機能が喪失する事故を想定するとしている。二重管破断では、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により1次冷却設備及び補助冷却設備が使用できない状態になっていることから、残された炉心冷却機能を有する機器として、炉容器冷却設備の機能喪失が重畳した事故を想定するとしている。なお、原子炉停止機能及び原子炉格納容器の閉じ込め機能は維持されるとしている。</p> <p>(2) 事故の進展の評価 申請者は、下記(3)の事故の拡大防止の対策を講じない場合、本事故を評価した結果は、以下のとおりとしている。</p> <p>① 事故発生後、1次冷却材圧力は急速に減圧し、「1次</p>	<p>(2) 炉心冷却機能の喪失 設計基準事象を超える事象として、設計基準事象発生時に何らかの原因により炉心冷却機能が喪失する事象を想定する。</p> <p>本評価では、炉容器冷却設備、1次冷却設備及び補助冷却設備は機能していない。事象発生後、「1次冷却材・加圧水差圧低」信号、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止し未臨界となる。また、燃料最高温度は一旦低下した後、約1,160℃まで再び上昇するが初期値を上回ることはない。その後、炉心が徐々に冷却されることで燃料最高温度は低下する。よって、燃料温度は許容設計限界温度である1,600℃に到達せず、時間の経過とともに安定な状態へと推移し、著しい燃料の破損は生じない。また、敷地境界外での公衆の線量は、設計基準事故である1次冷却設備二重管破断事故と同程度の約1.7×10^{-3}Svである。よって、多量の放射性物質等の放出は生じず、敷地周辺の公衆に対して過度</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 5 3 条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>冷却材・加圧水差圧低」信号により原子炉は自動停止し未臨界となる。</p> <p>② 燃料最高温度は、初期値 1456℃から一旦低下した後、事故発生から約 20 時間後に 1160℃まで再び上昇するが、初期値を上回ることなく、温度が上昇することによる燃料損傷は生じない。</p> <p>③ 原子炉圧力容器の温度は、事故発生後約 120 時間で最高の 463℃となるが、設計基準事故の判断基準 550℃を上回らない。</p> <p>④ 原子炉格納容器の内圧は約 9 秒で最大の 0.46MPa[abs]となるが、設計基準事故の判断基準である最高使用圧力 0.49MPa[abs]を上回らない。</p> <p>⑤ 炉心を支持する黒鉛構造物である円柱状のサポートポストは、酸化により減肉した場合に構造強度が低下するおそれがあるが、その残存等価直径は約 150mm であり、炉心を支持するのに必要な強度を有するための条件である 80mm を下回らない。</p> <p>⑥ 燃料コンパクトを収納・支持する黒鉛スリーブ底板の残存等価厚さは約 9mm であり、黒鉛スリーブ底板が減肉破損せず燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまるための条件である 5mm を下回らない。</p> <p>⑦ 黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスの濃度について、原子炉格納容器の空気が全て黒鉛酸化に消費されたと仮定しても、一酸化炭素の濃度は最大でも 1%未滿となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、</p>	<p>の放射線被ばくを与えるおそれはない。</p> <p>原子炉圧力容器の圧力は、1 次冷却設備二重管が破断していることから初期値を上回ることはない。</p> <p>本事象では、「(1) 原子炉停止機能の喪失」の場合に見られる再臨界とならないことから、第 4.2.5 図で示すように炉心温度は低くなり、原子炉格納容器の内圧も低くなる。よって、原子炉格納容器の内圧は最高使用圧力 0.49MPa(abs)を上回らない。このことから、本事象では 1 次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器内に放射性物質を含む 1 次冷却材が放出されるが原子炉格納容器により閉じ込められており、多量の放射性物質等を放出することはない。さらに、炉内へ侵入するおそれのある空気の量は原子炉格納容器により制限されており、サポートポスト及び燃料スリーブの酸化量は制限され、著しい黒鉛の酸化を引き起こすことはない。</p> <p>黒鉛構造物の酸化については、サポートポストの残存等価直径は、炉心を支持するのに必要な強度を有しているための条件である 80mm を下回ることなく、黒鉛スリーブ底板の等価厚さは、燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまっているための条件である 5mm を下回ることはない。また、黒鉛酸化に伴い発生した可燃性ガスの濃度も、原子炉格納容器の空気が全て黒鉛酸化に消費されたとしても、一酸化炭素の濃度は最大でも 1%未滿となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による爆発は生じない。よって、本事象では、多量の放</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>一酸化炭素による燃焼や爆発は生じない。</p> <p>⑧ 敷地周辺の公衆の実効線量の評価値は、設計基準事故である二重管破断と同じ約1.7mSv（事故発生前の被覆燃料粒子の破損率1%を仮定した場合）であることから、周辺公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。</p> <p>申請者は、以上のことから、本事故では多量の放射性物質等の放出を生じるおそれはないとしている。</p> <p>（3）事故の拡大防止の対策</p> <p>申請者は、本事故では多量の放射性物質等の放出を生じるおそれはないが、事故を早期に収束させるために以下の措置を講ずるとしている。</p> <p>① 炉容器冷却設備のポンプや配管が簡易な補修により復旧可能な場合は復旧し、炉心をできるだけ早く冷却することにより、早期の事故収束に努める。</p> <p>② 中央制御室にて、原子炉の状態及び放射線量を監視する。</p> <p>③ 非常用発電機が機能喪失している場合、可搬型発電機からの給電により、原子炉の状態を継続的に監視する。</p> <p>④ 可搬型発電機は、電源喪失時に原子炉を監視するために必要な温度、圧力及び中性子束を監視する計</p>	<p>放射性物質等の放出、著しい黒鉛の酸化及び可燃性ガスによる爆発は生じるおそれがない。なお、本評価は、事象発生後直ちに原子炉が自動停止し未臨界となることを除き、「(1) 原子炉停止機能の喪失」と同様の条件で実施している。</p> <p>本事象では多量の放射性物質等の放出等を生じるおそれはないが、事象を早期に収束させるために以下の措置を講ずる。</p> <p>a. 中央制御室にて、原子炉の状態及び放射線量を把握するとともに、原子炉の状態を継続的に監視する。</p> <p>b. 炉容器冷却設備の復旧に努め、炉心をできるだけ早く冷却することにより、早期の事象収束に努める。</p> <p>c. 非常用発電機が機能喪失している場合、可搬型発電機により、原子炉の状態を継続的に監視する。</p> <p>本監視に必要な盤については、基準地震動による地震</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>器等へ電源を供給するものを用意する。可搬型発電機は、多重性を考慮して、必要な容量のもの2台をそれぞれ独立した場所に保管する。</p>	<p>力に対して十分な耐震性を有する設計とする。</p>
		<p>3. 閉じ込め機能の喪失の重畳</p> <p>(1) 事故の具体的な想定</p> <p>申請者は、設計基準事故を超える事故として、二重管破断発生時に地震等の外部事象を含む何らかの原因により、閉じ込め機能及び冷却機能が喪失する事故を想定している。原子炉格納容器及び非常用空気浄化設備の閉じ込め機能の喪失に加え、炉容器冷却設備及び補助冷却設備の冷却機能喪失を、二重管破断に重畳させた事故を想定している。なお、原子炉停止系の制御棒は耐震重要度Sクラスで設計することから、本事故において原子炉停止機能は維持されとしている。</p> <p>(2) 事故の進展の評価</p> <p>申請者は、下記(3)事故の拡大防止の対策を講じない場合、本事故を評価した結果は、以下のとおりとしている。</p> <p>① 事故発生後、1次冷却材圧力は急速に低下し、「1次冷却材・加圧水差圧低」信号、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「中間熱交換器1次</p>	<p>(3) 閉じ込め機能の喪失</p> <p>設計基準事象を超える事象として、設計基準事象発生時に何らかの原因(地震等の外部事象を含む。)により閉じ込め機能が喪失する事象を想定する。</p> <p>例えば、4.1のa.からc.までの影響が大きい1次冷却設備二重管破断に原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失(炉容器冷却設備、非常用空気浄化設備の機能喪失、及びサイフォン効果による使用済燃料貯蔵設備使用済燃料貯蔵プール水の流出も含む)が重畳した事象を想定する。</p> <p>本評価では、炉容器冷却設備、1次冷却設備及び補助冷却設備は機能していない。事象発生後、「1次冷却材・加圧水差圧低」信号、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止し未臨界となる。また、燃料温度は初期温度を上回ることはなく、その後も自然に冷却されるため、温度が上昇することによる著しい燃料の破損は生じない。しかしながら、1次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器に放射性物質を含む1次冷却材が放出され、さらに、原子炉格納容器の閉じ込め機能及び非常用空気浄化設備の放射性物質の放出低減機</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し未臨界となる。</p> <p>② 燃料最高温度は、上記2.(2)②と同様の傾向となり、初期値 1456℃及び許容設計限界温度の 1600℃を上回ることなく、温度が上昇することによる燃料損傷は生じない。</p> <p>③ 原子炉圧力容器の温度は、上記2.(2)③と同様となり、設計基準事故の判断基準である 550℃に至らない。</p> <p>④ 炉心を支持する黒鉛構造物である円柱状のサポートポストは、酸化により減肉した場合に構造強度が低下するおそれがあるが、その残存等価直径は約 150mm であり、炉心を支持するのに必要な強度を有するための条件である 80mm を下回らない。</p> <p>⑤ 燃料コンパクトを収納・支持する黒鉛スリーブ底板の残存等価厚さは約 6mm であり、黒鉛スリーブ底板が減肉破損せず燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまるための条件である 5mm を下回らない。</p> <p>⑥ 黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスの濃度について、原子炉格納容器の損傷に伴う空気の流入及び混合ガスの流出条件を考慮した可燃性の一酸化炭素の濃度は、最大でも 1%未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による燃焼や爆発は生じない。</p>	<p>能を喪失していることから、放射性物質を含む 1 次冷却材の地上放出により多量の放射性物質等を放出するおそれがある。</p> <p>また、この時には原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失していることから、空気が原子炉格納容器内に流入し続け、炉心に空気が侵入し、黒鉛の酸化を引き起こすことで可燃性ガスが発生するおそれがあるが、第 4.2.8 図及び第 4.2.9 図に示すように原子炉格納容器への空気の流入及び混合ガスの流出条件における可燃性の一酸化炭素の濃度は最大でも 1%未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による爆発は生じない。</p> <p>原子炉格納容器が大規模に破損した場合には原子炉格納容器への空気の流入及びヘリウム、空気、可燃性ガス等の混合ガスの流出が多く、原子炉格納容器内の混合ガスが空気で置換されるため可燃性ガスの濃度はさらに小さくなる。</p> <p>さらに、原子炉格納容器の閉じ込め機能の喪失によって炉内へ侵入する空気の量が増加する場合でも、サポートポストの残存等価直径は、炉心を支持するのに必要な強度を有しているための条件である 80mm を下回ることなく、黒鉛スリーブ底板の等価厚さは、燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまっているための条件である 5mm を下回ることはない。</p> <p>なお、本評価は、黒鉛酸化及び可燃性ガスの生成過程の評価を除き、「(2) 炉心冷却機能の喪失」と同様の条</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>⑦ 1次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器に放射性物質を含む1次冷却材が放出され、さらに、原子炉格納容器の閉じ込め機能及び非常用空気浄化設備の放射性物質の放出低減機能が喪失していることから、放射性物質を含む1次冷却材の地上放出により、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれがある。</p> <p>申請者は、以上のことから、本事故により多量の放射性物質等の放出が生じるおそれがあるとしている。</p> <p>(3) 事故の拡大防止の対策</p> <p>申請者は、本事故では、多量の放射性物質等の放出が生じるおそれがあることから、原子炉格納容器の閉じ込め機能の確認のため、原子炉建家内及び周辺の放射線モニタリングを行い、その結果、放射線量が高い場合は、原子炉建家内のサービスエリア等の扉の目張りをすることにより原子炉建家の気密性を改善する措置(以下「原子炉建家の目張り対策」という。)を講じ、影響緩和に努めるとしている。</p> <p>また、併せて以下の措置を講じるとしている。</p> <p>① 中央制御室にて、原子炉の状態(止める、冷やす、閉じ込める機能を有する機器の作動状況等)及び放射線量を事故の収束まで継続的に監視する。中</p>	<p>件で実施した。このため、原子炉格納容器及び炉内へ侵入する空気による冷却効果は無視している。</p> <p>本事象では、多量の放射性物質等の放出が生じるおそれがあるため、4.3.1に示す措置を講ずることとする。</p> <p>4.3.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止策</p> <p>多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合放射性物質の放出による被ばくの影響を緩和するために以下のような措置を講ずる。</p> <p>a. 中央制御室にて、原子炉の状態(止める、冷やす、閉じ込める機能を有する機器の作動状況等)及び放射線量を把握するとともに、事象の収束まで継続的に監視する。中央制御室の計器類が機能喪失しており、原子炉の状態が把握できない場合は、可搬型計器を計装盤に設置し、可搬型発電機を可搬型計器に接続することにより、原子炉の状態を把握するとともに、原子炉の状態を継続的に監視する。本監視に必要な盤については、基準地震動による地震力に対して十</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>中央制御室の計器類が機能喪失している場合は、可搬型計器を計装盤に設置し、可搬型発電機を可搬型計器に接続して給電することにより、原子炉の状態を監視する。ここで、可搬型発電機は、多重性を考慮して、必要な容量のもの2台をそれぞれ独立した場所に保管する。</p> <p>② 放射性物質の放出低減機能を喪失している非常用空気浄化設備の配管及び当該設備に必要な電力を供給する非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、周辺公衆に対する過度の放射線被ばくを低減する。</p> <p>③ 放射性物質の閉じ込め機能を喪失している原子炉格納容器が簡易な補修等により復旧可能な場合は影響緩和のために復旧し、周辺公衆に対する過度の放射線被ばくを低減する。</p> <p>④ 炉容器冷却設備の配管の健全性が確認でき、炉心冷却機能を喪失している炉容器冷却設備の循環ポンプ及び当該設備に必要な電力を供給する非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、炉心を冷却する。</p> <p>⑤ 原子炉の状態が把握できない場合は、放射性物質等の放出による運転員等への過度の放射線被ばくのおそれがあるものとしてチャコールフィルタ付の全面マスクを着用し、原子炉建家内及び周辺の放射線モニタリングを行う。</p>	<p>十分な耐震性を有する設計とする。</p> <p>b. 炉心冷却機能を喪失している炉容器冷却設備の循環ポンプ及び非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は影響緩和のために復旧し、炉心を冷却する。なお、炉容器冷却設備の配管が破損しているおそれがある場合に炉容器冷却設備の循環ポンプを起動させた場合、原子炉格納容器内に水が入るおそれがあることから、配管の健全性が確認できない場合は炉容器冷却設備の循環ポンプを作動させない。</p> <p>c. 放射性物質の放出低減機能を喪失している非常用空気浄化設備の配管や、非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、敷地周辺の公衆に対する被ばくを低減する。</p> <p>d. 放射性物質の閉じ込め機能を喪失している原子炉格納容器が簡易な補修等により復旧可能な場合は影響緩和のために復旧し、敷地周辺の公衆に対する被ばくを低減する。</p> <p>e. 原子炉の状態が把握できない場合は、放射性物質等の放出による被ばくのおそれがあるものとしてチャコールフィルタ付の全面マスクを着用し、原子炉建家内及び周辺の放射線モニタリングを行う。</p> <p>f. 中央制御室の換気空調装置が機能喪失している場合、放出された放射性物質等による運転員等への被ばくのおそれがあることから、チャコールフィルタ付の全面マスクを着用し、運転員等の被ばく低減に努め</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>⑥ 中央制御室の換気空調装置が機能喪失している場合、放出された放射性物質等による運転員等への過度の放射線被ばくのおそれがあることから、チャコールフィルタ付の全面マスクを着用し、運転員等の過度の放射線被ばく低減に努める。</p> <p>⑦ 作業に当たっては、放射線モニタリング等の結果から作業場所の放射線量を考慮し、作業時間を管理することにより、外部被ばくによる緊急作業時の線量限度を超えないよう作業する。</p>	<p>る。</p> <p>g. 放射線モニタリングの結果、放射線量が高い場合は、サービスエリア等の扉の目張りをする事により建家の気密を改善して影響緩和の措置に努める。</p> <p>h. 作業に当たっては、放射線モニタリング等の結果から作業場所の放射線量を考慮し、作業時間を管理することにより、外部被ばくによる緊急作業時の線量限度を超えないよう作業する。</p>
		<p>規制委員会は、申請者が実施した原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定、評価及び講じるとしている対策について、以下のことを確認した。</p> <p>1. 「Ⅲ-21.1 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の選定」の結果に基づき、二重管破断発生時に施設の特徴を踏まえた内的事象及び地震等の共通原因となる外部事象に起因する多重故障による基本的な安全機能の喪失を考慮して事故が想定されていること。</p> <p>2. 事故の評価について、事故の拡大防止の対策を講じない場合の事故時の挙動が、以下のとおり評価されていること。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>(1) 1次冷却設備二重管破断事故と停止機能の喪失が重畳する事故については、負の温度フィードバックにより炉出力が低下するため、燃料最高温度は1550℃以下にとどまり、燃料の許容設計限界温度である1600℃には到達しないことから、事故発生前に仮定している被覆燃料粒子の破損割合1%を超える燃料の損傷は生じず、多量の放射性物質等を放出するおそれはない。</p> <p>(2) 1次冷却設備二重管破断事故と冷却機能の喪失が重畳する事故については、自然放熱による炉心の冷却により、事故発生前に仮定している被覆燃料粒子の破損割合1%を超える燃料の損傷は生じず、多量の放射性物質等を放出するおそれはない。</p> <p>(3) 1次冷却設備二重管破断事故と閉じ込め機能及び冷却機能の喪失が重畳する事故については、事故発生前に仮定している被覆燃料粒子の破損割合1%を超える燃料の損傷は生じないが、多量の放射性物質等を放出するおそれがある。</p> <p>(4) 上記(1)から(3)のそれぞれの事故について、黒鉛の酸化によるサポートポスト及び黒鉛スリーブ底板の残存寸法は、許容値を下回らず、また、黒鉛の酸化により発生する可燃性ガスである一酸化炭素による燃焼や爆発は生じない。</p> <p>(5) 事故の評価において、原子炉挙動解析に用いるドップラ係数、減速材温度係数及び黒鉛の熱伝導率</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>について、工学的安全因子 (0.8) は考慮していない。 また、可燃性ガスの生成過程について、黒鉛と酸素の反応により一酸化炭素だけでなく二酸化炭素も生成されるとして可燃性ガスの濃度を評価している。</p> <p>(6) 評価に使用した解析コードについて、原子炉の挙動解析に用いる解析コードは設計基準事故の解析に使用した実績のあるものであり、黒鉛構造物の酸化解析に用いた解析コードは、その解析値が黒鉛構造物酸化実験の結果とよく一致していることが示されている。</p> <p>3. 事故の対策を以下のとおり講じていること。</p> <p>(1) 事故の拡大防止のための対策として、スクラム失敗時の後備停止系による原子炉停止や炉容器冷却設備による冷却機能の復旧等、事故の早期収束のために講じる措置が明確になっていること。</p> <p>(2) 燃料や原子炉冷却材圧力バウンダリから放射性物質が放出された場合の影響緩和のための対策として、原子炉建家の目張り対策等が準備され、空間線量に応じて、全面マスクの着用や作業時間の管理等運転員等の被ばく低減のために講じる措置が明確になっていること。</p> <p>ここで規制委員会は、審査の過程において、申請者に対し、原子炉建家の目張り対策を講じることにより、周辺公衆に対する放射線被ばくの影響緩和が</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTRR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・対策によりどの程度、事故の拡大防止と影響緩和が行われるかの評価が行われていることを確認する。</p>	<p>どの程度期待できるのかについて示すように求めた。</p> <p>これに対して、申請者は、原子炉建家の目張り対策により原子炉建家の気密性を確保し、高所からの核分裂生成物の放出を促すことで、地上放出よりも敷地外の放射性物質の濃度を低減することができ、周辺公衆の実効線量の評価値を低減できると説明した。具体的には、同評価値が、本事故の想定で原子炉建家の目張り対策を講じないとした場合は約3.0mSvであるのに対して、原子炉建家の目張り対策を行った場合は約2.0mSvに低減できるとしている。</p> <p>規制委員会は、本事故における周辺公衆の実効線量の評価値は、原子炉建家の目張り対策を講じない場合であっても周辺公衆に過度な放射線被ばくを与えるおそれのある5mSvを下回るものの、申請者は周辺公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれがある事象として選定したことは保守的であること、本事故の想定では原子炉建家の目張り対策により周辺公衆の実効線量の評価値を低減できることから、原子炉建家の目張りの対策が影響緩和に資するものであることを確認した。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 5 3 条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>【解釈】53 条-3-1</p> <p>具体的な事故としては、例えば、以下が挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 燃料体の損傷が想定される事故 イ 設計基準事故時の想定を超える空気侵入又は水侵入による炉内構造物（黒鉛）の酸化、可燃性ガスによる爆発等 <p>【解釈】53 条-3-2</p> <ul style="list-style-type: none"> 二 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故 イ 使用済燃料貯蔵設備の冷却系統が故障した際に、水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使 		<p>Ⅲ-2 1. 3 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定、評価及び対策</p> <p>申請者は、使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定、評価及び対策は以下のとおりとしている。なお、事故時の使用済燃料貯蔵セルの温度評価には、構造・熱計算に用いられる汎用の計算コード NASTRAN を使用するとしている。</p> <p>1. 原子炉建家内使用済燃料貯蔵プールにおける事故</p> <p>1.1 プール水冷却浄化設備の冷却機能喪失</p> <p>(1) 事故の具体的な想定</p> <p>申請者は、原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールのプール水冷却浄化設備が冷却機能を喪失する事故として、プール水の蒸発に伴う水位の低下により、使用済燃料の崩壊熱の除熱機能が低下する事故を想定している。</p> <p>(2) 事故の進展の評価</p> <p>申請者は、プール水冷却浄化設備が冷却機能を喪失し、下記(3)の事故の拡大防止の対策を講じない場合の使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール水の温度の評価結果は以下のとおりとしている。</p>	<p>4.2.2 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定</p> <p>本原子炉施設では、使用済燃料貯蔵設備として原子炉建家内に水冷却の使用済燃料貯蔵プール、使用済燃料貯蔵建家に空気冷却の使用済燃料貯蔵セルを有している。使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料はプール水冷却浄化設備により間接的に冷却されており、使用済燃料貯蔵セル内の使用済燃料は使用済燃料貯蔵建家の換気空調装置により間接的に冷却されている。</p> <p>(1) 原子炉建家使用済燃料貯蔵プール</p> <p>原子炉建家内のプール水冷却浄化設備が、冷却機能を喪失した場合の使用済燃料貯蔵プール水の温度挙動について、汎用熱・構造解析コード Nastran(7)を用いて評価した結果を第 4.2.10 図に示す。解析モデルの上端は断熱とし、側面及び下面は貯蔵ラック表面</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故</p> <p>ロ 冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故</p> <p>ハ 空気により使用済燃料を冷却する使用済燃料貯蔵施設にあっては、建屋の換気空調設備の停止により冷却機能が失われ、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故</p>		<p>① 使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール水の温度は徐々に上昇し、冷却機能喪失後 15 日で 100℃に到達する。その後、プール水の蒸発により冠水が維持できなくなると、空気への自然対流熱伝達による冷却により燃料温度上昇速度は 130℃/日となり、冷却機能喪失後 24 日で使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの強度を確保できなくなる温度 800℃に至る。</p> <p>② その後、使用済燃料の温度はさらに上昇し、燃料の許容設計限界温度である 1600℃に至るおそれがあり、使用済燃料が破損に至る可能性がある。</p> <p>申請者は、以上のことから、本事故により、多量の放射性物質等の放出のおそれがあるとしている。</p> <p>(3) 事故の拡大防止の対策</p> <p>申請者は、本事故では、多量の放射性物質等の放出のおそれがあることから、設計基準事故の発生防止対策及び拡大防止対策に加え、以下のような措置を講じるとしている。</p> <p>① プール水冷却浄化設備のポンプや非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。</p> <p>② プール水冷却浄化設備が復旧できない場合であって、純水供給設備のポンプや配管が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、使用済燃料をできる</p>	<p>のプール水の自然対流を考慮した熱伝導、また貯蔵プール周囲のコンクリートへの放熱を考慮する。使用済燃料の評価条件として、濃縮度は平均濃縮度である 5.9wt %、 燃 焼 度 は 炉 心 全 体 の 平 均 燃 焼 度 22,000MWd/t とし、原子炉停止後 40 日経過した使用済燃料 150 体 (1 炉心) を貯蔵しているものとする。貯蔵プール外に設置されている配管が破損した場合、使用済燃料貯蔵プール水の流出(瞬時流出とした想定)によりプール水冷却浄化設備の冷却機能が喪失するため、使用済燃料貯蔵プール水の温度は徐々に上昇し、約 15 日で 100℃に到達する。その後、使用済燃料貯蔵プール水の蒸発により冠水維持できなくなると、空気への自然対流熱伝達による冷却により燃料温度は約 130℃/日で上昇し、約 24 日で使用済燃料貯蔵ラックの温度は強度を確保できなくなる 800℃に至る。その後、使用済燃料の温度はさらに上昇し、燃料の許容設計限界温度である 1,600℃に至るおそれがあり、使用済燃料が破損に至る可能性がある。</p> <p>よって、本事象では多量の放射性物質等の放出のおそれがあり、4.3.2 に示す措置を講ずることとする。</p> <p>4.3.2 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止策</p> <p>(1) 原子炉建家使用済燃料貯蔵プール</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>だけ早く冷却する。</p> <p>③ 純水供給設備が復旧できない場合、拡大防止のために共用の消防自動車から純水供給配管の接続口に仮設ホース等を接続し、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールに注水を行う。その水源としては、消防自動車内の貯水、機械棟の貯水及び夏海湖の貯水等を利用する。ここで、仮設ホース等を接続して使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールに注水することができるように、純水供給配管は、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。</p> <p>④ 可搬型計器等により水位を確認する。</p>	<p>使用済燃料貯蔵プールにおいて、プール水冷却浄化設備が冷却機能を喪失する事故が発生した場合、燃料の許容設計限界温度である 1,600℃を超えることで使用済燃料が破損し、多量の放射性物質等の放出のおそれがあることから、事故の拡大防止及び放射性物質の放出による被ばくの影響を緩和するために以下のような措置を講ずる。</p> <p>a. プール水冷却浄化設備のポンプ及び非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。</p> <p>b. プール水冷却浄化設備が復旧できない場合、純水供給設備のポンプが簡易な補修等により復旧可能な場合は拡大防止のために復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。</p> <p>c. 純水供給設備が復旧できない場合、拡大防止及び影響緩和のために共用の消防自動車から純水供給配管の接続口に仮設ホース等を接続し、使用済燃料貯蔵プールに注水を行う。</p> <p>d. HTTR機械棟の共用水槽及び夏海湖の貯水等の水源を利用する。</p> <p>e. 可搬型計器等により水位を確認する。本監視に必要な盤については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>1.2 サイフォン現象による冷却水の流出</p> <p>(1) 事故の具体的な想定</p> <p>申請者は、地震等により、原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールのプール水冷却浄化設備の配管及び止め弁（逆止弁）が同時に損傷し、サイフォン現象によりプール水の流出に伴う水位の低下により、プール水冷却浄化設備の冷却機能に加え、使用済燃料の崩壊熱の除熱機能が喪失する事故を想定している。</p> <p>(2) 事故の進展の評価</p> <p>申請者は、サイフォン効果により、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール水の全量流出を仮定した場合、下記(3)の事故の拡大防止の対策を講じなければ、使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの温度は約6日で800℃に至り、その後使用済燃料の温度が許容設計限界温度の1600℃を超えることにより、使用済燃料が破損する可能性があるとしており、多量の放射性物質等を放出するおそれがあるとしている。</p> <p>(3) 事故の拡大防止の対策</p> <p>申請者は、本事故が発生した場合は多量の放射性物質等の放出のおそれがあることから、拡大防止のために、貯蔵プールの水位が10cm低下する事故発生後約3分で警報を発報させるとともに、注水配管のベント弁を開とすることにより、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プー</p>	<p>4.2.1 (3)</p> <p>設計基準事象を超える事象として、設計基準事象発生時に何らかの原因(地震等の外部事象を含む。)により閉じ込め機能が喪失する事象を想定する。</p> <p>例えば、4.1のa.からc.までの影響が大きい1次冷却設備二重管破断に原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失(炉容器冷却設備、非常用空気浄化設備の機能喪失、及びサイフォン効果による使用済燃料貯蔵設備使用済燃料貯蔵プール水の流出も含む)が重畳した事象を想定する。</p> <p>4.2.2 (1)の第3パラ</p> <p>また、サイフォン効果により、使用済燃料貯蔵プール水の全量流出を仮定した場合、使用済燃料貯蔵ラックの温度は約6日で800℃に至り、その後使用済燃料が破損する可能性があるため、4.3.2に示す措置を講ずることにより使用済燃料貯蔵プール水の流出量を制限する。なお、当該措置を講じた場合の使用済燃料貯蔵プール水の温度挙動は、瞬時流出を想定した第4.2.10図に示す温度挙動の評価に包絡される。</p> <p>4.3.1のi.</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水がサイフォン効果により流出している場合、拡大防止のために、注水配管のベント弁等を開とすることにより、使用済燃料貯蔵プール水の流出を停止する。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>ル水の流出を停止するとしている。ベント弁の開操作は水位低下の検知から15分で可能であり、水位が60cm低下する事故発生から20分までにプール水の流出を止めることができるとしている。</p>	
<p>【解釈】53条-3-2</p> <p>二 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故</p> <p>イ 使用済燃料貯蔵設備の冷却系統が故障した際に、水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故</p> <p>ロ 冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠</p>		<p>2. 使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵セルにおける事故</p> <p>(1) 事故の具体的な想定</p> <p>申請者は、使用済燃料貯蔵建家については、地震により使用済燃料貯蔵セルの換気空調装置の冷却機能が喪失する事故についての想定を、以下のとおりとしている。</p> <p>① 「Ⅲ-19 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第44条関係）」の設計において、使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックに貯蔵する使用済燃料の崩壊熱を大きめに見積もるため、冷却経過年数は許容される最短期間とし、1つのラックに10体の使用済燃料を貯蔵する際は、冷却経過年数が2年の使用済燃料5体をラックの上側に、冷却経過年数4年の使用済燃料5体をラックの下側に貯蔵する。</p> <p>② 使用済燃料貯蔵設備の上蓋は、耐震重要度Bクラスとしているが、使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定においては、使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの温度解析における前提条件を成立させること及び遮蔽機能</p>	<p>(2) 使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵セル</p> <p>使用済燃料貯蔵建家の換気空調設備による除熱機能が、地震等の外部事象を含む何らかの原因により喪失した場合、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれがあることから以下について検討を実施する。</p> <p>a. 冷却機能喪失により燃料温度が許容設計限界温度1,600℃を超えて燃料が破損する。</p> <p>b. 冷却機能喪失により貯蔵ラックが800℃を超えて破損する。これにより燃料が落下し、機械的に燃料が破損する。</p> <p>c. 遮蔽体の遮蔽機能が喪失する。</p> <p>d. 貯蔵ラックの閉じ込め機能が喪失する。</p> <p>a. について、冷却機能が完全に喪失した場合の温度挙動を構造解析コードNastranを用いて評価する。解析モデルの下端及び側面は断熱とし、上端には空気との自然対流熱伝達を考慮する。また、燃料体—貯蔵ラック間にふく射による伝熱を考慮する。貯蔵ラックからコンクリート等への熱伝導を考慮する。使用済燃料の評価条件として、濃縮度は平均濃縮度である</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 5 3 条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故</p> <p>ハ 空気により使用済燃料を冷却する使用済燃料貯蔵施設にあっては、建屋の換気空調設備の停止により冷却機能が失われ、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故</p> <p>【解釈】53条-4-1</p> <p>第53条に規定する「当該事故の拡大を防止するために必要な措置」とは、事故の発生及び拡大の防止、放射性物質の放出による影響の緩和に必要な常設又は可搬型設備の設置及び手順の策定等であり、例えば、以下に示す措置又</p>		<p>が喪失しないことが必要であることから、上蓋を支持している使用済燃料貯蔵建家躯体は、基準地震動による地震力が作用した場合においても、上蓋を支持する機能が保持される構造とする。</p> <p>③ 温度評価の解析モデル又は条件として、使用済燃料貯蔵セルの下端及び側面は断熱とし、上端には空気との自然対流熱伝達を考慮し、使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック周り及びコンクリート下面には空気との自然対流熱伝達を考慮する。また、燃料体と使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックとの間にふく射による伝熱を考慮し、使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックからコンクリート等への熱伝導を考慮する。</p> <p>(2) 事故の進展の評価</p> <p>申請者は、貯蔵セルの換気空調装置の冷却機能が喪失した事故について、下記(3)の事故の拡大防止の対策を講じない場合の温度の評価結果、遮蔽機能及び閉じ込め機能に係る評価結果は、以下のとおりとしている。</p> <p>① 使用済燃料の最高温度は 670℃となり、燃料の許容設計限界温度 1600℃を超えないことから、燃料の健全性は保たれる。</p> <p>② 使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの温度は 670℃以下となり、その健全性を維持できなくなる温度 800℃を超えないことから、使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック</p>	<p>5.9wt%、燃焼度は最高燃焼度 33,000M Wd/t とし、1つのラックに対し、冷却期間 2 年の使用済燃料 5 体をラックの上側に、さらに冷却 期間 4 年の使用済燃料 5 体をラックの下側に、合計 10 体を貯蔵しているものとする。</p> <p>評価の結果、第 4.2.11 図に示すように使用済燃料の最高温度は約 670℃となり、燃料の許容設計限界温度 1,600℃を超えない。そのため、昇温による燃料の破損は生じず健全性は保たれる。</p> <p>b. について、第 4.2.11 図に示すように使用済燃料貯蔵ラックの最高温度は約 670℃となり、使用済燃料貯蔵ラックの健全性を維持できなくなる温度 800℃を超えることはない。</p> <p>c. について、使用済燃料貯蔵設備の上蓋は、約 110mm の炭素鋼の上板及び約 1600mm のコンクリート等からなる。このため、例えば地震等により構造上遮蔽体(上蓋)がなくなることは考えがたく、遮蔽機能が喪失することはない。</p> <p>d. について、使用済燃料貯蔵ラックの全てが閉じ込め機能を喪失し、ラック内の雰囲気に含まれる放射性物質の全量が瞬時に地上放出したと仮定しても、被ばく量は 10^{-6}mSv 以下に留まる。</p> <p>以上のように、使用済燃料貯蔵建家については、設計基準事象により敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。しかしながら、極</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>はこれらと同等以上の効果を有する措置をいう。</p> <p>一 燃料の損傷が想定される場合</p> <p>イ 可燃性ガス排出等による、設計基準事故の想定を超える空気や水の原子炉圧力容器への侵入による爆発の防止対策</p> <p>【解釈】53条-4-2</p> <p>二 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される場合</p> <p>イ 代替注水設備（注水ライン、ポンプ車等）等による、使用済燃料等の破損防止対策</p> <p>ロ 放射線の遮蔽に</p>		<p>クの健全性は保たれる。</p> <p>③ 上蓋の遮蔽機能について、使用済燃料貯蔵設備の上蓋は110mmの炭素鋼の上板及び1600mmのコンクリート等からなることから、地震等により構造上上蓋がなくなることは考えがたく、遮蔽機能が喪失することはない。</p> <p>④ 使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの閉じ込め機能について、当該貯蔵ラックの全てが閉じ込め機能を喪失し、当該貯蔵ラック内の雰囲気に含まれる放射性物質の全量が瞬時に地上放出したと仮定した場合でも、周辺公衆の実効線量の評価値は10^{-6}mSv以下に留まる。</p> <p>申請者は、極めて保守的に完全断熱状態（使用済燃料貯蔵建家の屋根及び壁のコンクリート片等の堆積によって、空気との自然対流熱伝達による使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの冷却がない状態）を想定した場合には、約1ヶ月で使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの温度が上昇して800℃を超え、また、使用済燃料の温度が上昇し、許容設計限界温度の1600℃を超えて使用済燃料が破損することにより、多量の放射性物質等を放出するおそれがあるとしている。</p> <p>（3）事故の拡大防止の対策</p> <p>申請者は、本事故が発生した場合、多量の放射性物</p>	<p>めて保守的に完全断熱状態（使用済燃料貯蔵建家の屋根及び壁のコンクリート片等の堆積によって、空気との自然対流熱伝達による使用済燃料貯蔵ラックの冷却がない状態）を想定した場合には、使用済燃料貯蔵ラック及び使用済燃料の温度が上昇し使用済燃料が破損することで多量の放射性物質等を放出するおそれがあることから、4.3.2に示す措置を講ずることとする。</p> <p>なお、使用済燃料貯蔵設備は、耐震重要度を添付書類八「1.4.2 耐震設計上の重要度分類」に基づきBクラス及びCクラスと分類している。しかし、使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定においては、上記の使用済燃料貯蔵ラックの温度解析における前提条件を成立させること及び遮蔽機能を喪失しないこと並びに未臨界性の確保が必要であることから、使用済燃料貯蔵建家躯体及び貯蔵ラック等は、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。</p> <p>4.3.2 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止策</p> <p>(2) 使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵セル</p> <p>使用済燃料貯蔵建家については、設計基準事象により敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。しかしながら、極めて保守的に完全断熱状態（使用済燃料貯蔵建家の屋根及び壁のコンクリー</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>水を使用する貯蔵施設にあっては、代替注水設備による遮蔽を維持できる水位の確保対策</p> <p>ハ 使用済燃料等の未臨界維持対策</p> <p>ニ 使用済燃料等の損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減させる対策</p>		<p>質等の放出のおそれがあることから、事故の拡大防止のために以下の措置を講ずるとしている。</p> <p>① 使用済燃料貯蔵建家の換気空調装置の配管が簡易な補修等により復旧可能な場合は拡大防止のために復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。</p> <p>② 使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック上面に堆積した瓦礫等の撤去に努める。</p>	<p>ト片等の堆積によって、空気との自然対流熱伝達による使用済燃料貯蔵ラックの冷却がない状態)を想定した場合には、使用済燃料貯蔵ラック及び使用済燃料の温度が上昇し使用済燃料が破損することで多量の放射性物質等を放出するおそれがある。このことから、事故の拡大防止のために以下のような措置を講ずる。</p> <p>a. 使用済燃料貯蔵建家の換気空調装置及び非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は拡大防止のために復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。</p> <p>b. 使用済燃料貯蔵ラック上面に堆積した瓦礫等を撤去する。</p>
		<p>規制委員会は、申請者が実施した使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定、評価及び講ずるとしている対策について、以下のことを確認した。</p> <p>1. 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故として、解釈第53条に例示されている以下の事故が想定されていること。</p> <p>① 使用済燃料貯蔵設備の冷却システムが故障した際に、水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>る可能性がある事故</p> <p>② 冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故</p> <p>③ 空気により使用済燃料を冷却する使用済燃料貯蔵施設にあっては、建家の換気空調設備の停止により冷却機能が失われ、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故</p> <p>2. 事故の評価について、下記3. の対策を講じない場合、使用済燃料貯蔵設備の具体的な想定に基づいて、事故時の使用済燃料貯蔵セル及び使用済燃料の温度が、以下のとおり評価されていること。</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵設備のうち、原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールのプール水冷却浄化設備が冷却機能を喪失する事故については、プール水の蒸発に伴う水位の低下により、使用済燃料の崩壊熱の除熱機能が低下することにより燃料損傷に至り、多量の放射性物質等を放出するおそれがある。</p> <p>(2) 原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールのプール水冷却浄化設備の配管及び止め弁（逆止弁）が同時に損傷し、サイフォン現象によりプール水が流出する事故については、水位が低下することから、プール水冷却浄化設備の冷却機能に加え、使用済燃料の崩壊熱の除熱機能が喪失することにより燃料損</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTRR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>傷に至り、多量の放射性物質等を放出するおそれがある。</p> <p>(3) 使用済燃料貯蔵設備のうち、使用済燃料貯蔵建家の貯蔵セルの事故については、保守的に貯蔵セルの上面が断熱状態にあると仮定した場合、燃料損傷に至り、多量の放射性物質等を放出するおそれがある。</p> <p>(4) 評価に使用した解析コードは、構造・熱計算に広く使用された実績のあるものであること。</p> <p>3. 事故の対策について、多量の放射性物質等の放出の発生防止及び拡大防止のための対策が以下のとおり準備されていること。</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール水浄化冷却系の冷却機能の喪失については、共用の消防車による注水を行うこと、また、その水源が多重に十分な容量が確保されていること。</p> <p>(2) 使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールのサイフォン現象による冷却水の流出については、原子炉制御室に常駐する運転員がベント弁の開操作により冷却水の流出を止めること。</p> <p>(3) 使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵セルの冷却機能の喪失については、換気空調装置の配管が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧するとともに、貯蔵セルに堆積した瓦礫を撤去すること。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
	<p>・地震等の共通要因により複数の事故が同時に発生した場合の対応に必要な人員が確保されていることを確認する。</p>	<p>Ⅲ－２ 1. 4 原子炉及び使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の重畳を想定した対策</p> <p>申請者は、上記の事故のうち、原子炉に係る「Ⅲ－２ 1. 2 3. 閉じ込め機能及び冷却機能の喪失の重畳」及び使用済燃料貯蔵設備に係る「Ⅲ－２ 1. 3 1. 2 サイフォン現象によるプール水の流出」が、地震等を共通要因として同時に発生し、①原子炉建家外側からの目張り処置、②全交流電源喪失時の可搬型電源設置及び監視体制構築、並びに③使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールでサイフォン現象によりプール水が流出した際に、注水配管のベント弁を開き、プール水の流出を止める処置の3つが同時に必要となった場合、対処に必要な人員は6名であり、対処に必要な時間は約1時間としている。これに対して、原子炉の運転中に原子炉制御室に常駐する運転員は8名であることから、当該運転員により、約1時間を目途に処置を完了させることができるとしている。</p> <p>また、申請者は、事故発生時に必要な対応を行う運転員等の常駐者以外の事故対応要員は、夜間、休日を含めて招集され、事故発生から約1時間後には高温工学試験研究炉部長のもとで放射性物質が放出された場合の影響緩和策をとることができるとしている。</p>	<p>4.3.3 事故の拡大防止及び影響緩和に係る対応</p> <p>事故の拡大防止及び影響緩和に係る対応のうち、①制御棒による原子炉停止操作、②後備停止系の作動操作及び③使用済燃料貯蔵プール水のサイフォン効果によるプール水の流出を止める処置等を以下のように行うため、6名以上の運転員を原子炉施設に常駐させる。また、原子炉の出力運転中に常駐している運転員以外の事故対応要員は、夜間・休日を含めて招集され、約1時間後には事故の対応に加わる。なお、使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵ラック上面の瓦礫撤去については、事故の進展が緩慢であるため、①から③の対応後に実施する。</p> <p>① 「4.2.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定 (1)原子炉 停止機能の喪失」に示す b.(制御棒による原子炉停止操作)について、常駐している運転員で事故発生後約20分を目途に実施する。</p> <p>② 「4.2.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定 (1)原子炉 停止機能の喪失」に示す b.(制御棒による原子炉停止操作)を実施しても制御棒が挿入できない場合は、c.(後備停止系の作動操作)について、常駐している運転員で上記①の実施後約5時間を目途に実施する。</p> <p>4.3.3 事故の拡大防止及び影響緩和に係る対応</p> <p>事故の拡大防止及び影響緩和に係る対応のうち、①制</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第53条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>御棒による原子炉停止操作、②後備停止系の作動操作及び③使用済燃料貯蔵プール水のサイフォン効果によるプール水の流出を止める処置等を以下のように行うため、6名以上の運転員を原子炉施設に常駐させる。また、原子炉の出力運転中に常駐している運転員以外の事故対応要員は、夜間・休日を含めて招集され、約1時間後には事故の対応に加わる。なお、使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵ラック上面の瓦礫撤去については、事故の進展が緩慢であるため、①から③の対応後に実施する。</p> <p>① 「4.2.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定 (1)原子炉 停止機能の喪失」に示す b.(制御棒による原子炉停止操作)について、常駐している運転員で事故発生後約20分を目途に実施する。</p> <p>② 「4.2.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定 (1)原子炉 停止機能の喪失」に示す b.(制御棒による原子炉停止操作)を実施しても制御棒が挿入できない場合は、c.(後備停止系の作動操作)について、常駐している運転員で上記①の実施後約5時間を目途に実施する。</p> <p>③ 「4.3.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止策」に示す a.(全電源喪失時の可搬型発電機設置及び監視体制構築)、g.(建家の目張り処置)及び i.(使用済燃料貯蔵プール水がサ</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

第 5 3 条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>イフォン効果により流出している場合のプール水の流出を止める処置)については、それぞれ約 35 分、約 20 分及び約 20 分を目途に実施する。また、全ての処置が同時に必要になった場合でも、常駐している運転員が作業を分担・並行して行うことにより、全ての対応を約 1 時間を目途に実施する。</p>
		<p>規制委員会は、申請者が上記のとおり想定した地震等による共通要因故障により多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が複合的に発生した場合でも、事故の拡大防止や放射性物質が放出した場合の影響緩和のための対策を講じることが可能な体制を構築するとしていることを確認した。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		<p>II 試験研究用等原子炉施設の設置及び運転のための技術的能力</p> <p>原子炉等規制法第24条第1項第2号（技術的能力に係るものに限る。）は、試験研究用等原子炉設置者に試験研究用等原子炉を設置するために必要な技術的能力及び試験研究用等原子炉の運転を適確に遂行するに足る技術的能力があることを要求している。</p> <p>規制委員会は、申請者の技術的能力に関し、技術的能力指針を以下の項目に整理し、本申請が既に運転実績を有する試験研究用等原子炉施設に関するものであることを踏まえて審査を行った。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 組織 2. 技術者の確保 3. 経験 4. 品質保証活動 5. 技術者に対する教育・訓練 6. 有資格者等の選任・配置 <p>規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、技術的能力指針に適合するものと判断した。</p>	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
		各項目についての審査内容は以下のとおり。	〔変更に係る試験研究用等原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書〕 変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力は、次のとおりである。
<p>指針 1. 設計及び工事のための組織</p> <p>事業者において、設計及び工事を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されていること。</p> <p>指針 1. 解説</p> <p>1) 「設計及び工事」の範囲は、当該事業の許可等に係る使用前検査に合格するまでをいう。但し、廃棄の事業のうち廃棄物埋設の事業については使用前検査の制度がないことから、当該許可等に係る最初の廃棄</p>	<p>・設計及び工事を的確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されていること、又は構築する方針が適切に示されていることを確認する。</p> <p>・運転及び保守を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されていること、又は構築される方針が</p>	<p>1. 組織</p> <p>技術的能力指針は、原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が構築されていること又は構築される方針が適切に示されていることを要求している。</p> <p>申請者は、大洗研究所（北地区）原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に基づき、保安のための組織を以下のとおり構築している。</p> <p>（1）理事長は、保安規定に基づき、原子炉施設に関する保安活動を総理する。</p> <p>（2）大洗研究所担当理事は、管理責任者として大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統理する。</p> <p>（3）大洗研究所長（以下「所長」という。）は、大洗研究所における原子炉施設の保安活動を統括する。</p> <p>（4）高温工学試験研究炉部長は、本試験研究用等原子炉施設（放射線管理設備を除く）の設</p>	<p>1. 設計及び工事のための組織</p> <p>理事長は、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 大洗研究所（北地区）原子炉施設保安規定」（以下「原子炉施設保安規定」という。）に基づき、原子炉施設に関する保安活動を総理する。</p> <p>安全・核セキュリティ統括部長は、本部の品質保証活動に係る業務、それに関する本部としての総合調整、指導及び支援の業務並びに中央安全審査・品質保証委員会の庶務に関する業務を行う。</p> <p>大洗研究所担当理事は、理事長を補佐し、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統理する。</p> <p>大洗研究所長（以下「所長」という。）は、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統括する。</p> <p>高温ガス炉研究開発センター長は、所長が行う高温ガス炉研究開発センターにおける原子炉施設に関する保安活動の統括に係る業務を補佐するとともに、高温ガス炉研究開発センターにおける原子炉施設の年間運転計画に係る業務を統括する。</p> <p>大洗研究所（北地区）の原子炉施設等安全審査委員会では、所長の諮問に基づき設計及び工事に対する安全性の評価、設計内容の妥当性、原子炉施設の保安に関する基本的事項等を審議す</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>体を受け入れ施設に受け入れる時点より前をいう。</p> <p>2)「構築されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて構築する方針が適切に示されている場合を含む。</p> <p>指針 5. 運転及び保守のための組織</p> <p>事業者において、運転及び保守を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されているか、又は構築される方針が適切に示されていること。</p> <p>指針 5. 解説</p> <p>1)「運転及び保守」の範囲は、当該事業の許可等に係る使用前検</p>	<p>適切に示されていることを確認する。</p>	<p>計及び工事並びに運転及び保守を的確に遂行するため、保安規定に基づき、施設管理統括者として保安活動の統括を行うとともに、本試験研究用等原子炉施設の品質保証等を統括する部長として、各業務責任を明確にするものとし、HTTR品質保証委員会を設置し、本試験研究用等原子炉施設（放射線管理設備を除く）の設計及び工事並びに運転及び保守に係る品質保証活動の推進並びに評価・改善に関する事項を審議させ、これらの審議事項を適宜業務に反映する。</p> <p>(5) 放射線管理部長は、本申請に係る原子炉施設等の放射線管理設備の設計及び工事並びに運転及び保守の業務を的確に遂行するため、保安規定に基づき、統括する部長として各業務責任を明確にするとともに、放射線管理部品質保証技術検討会を設置し、放射線管理設備の設計及び工事並びに運転及び保守に係る品質保証活動の推進及び評価・改善に関する事項等を審議させ、これらの審議事項を適宜業務に反映する。</p> <p>(6) 各原子炉施設の保安に関する基本的事項等並びに設計及び工事に対する安全性等の技術的な審議は、所長の諮問に基づき、大洗研究所の原子炉施設等安全審査委員会において実施</p>	<p>る。</p> <p>中央安全審査・品質保証委員会では、理事長の諮問に基づき原子炉の設置許可及びその変更に関する重要事項、原子炉施設の運転等に伴う安全に関する基本的事項、品質保証活動の基本事項等を審議する。</p> <p>本変更に係る設計及び工事のうち、HTTR原子炉施設については高温工学試験研究炉部長が所管する組織が実施し、また、HTTR原子炉施設等の放射線管理設備については放射線管理部長が所管する組織が実施し、高温工学試験研究炉部長が取りまとめを行う。</p> <p>高温工学試験研究炉部長は、HTTR原子炉施設の品質保証を統括する部長として、各業務責任を明確にするものとし、以下の者が行う業務を統括する。また、HTTR品質保証委員会を設置し、HTTR原子炉施設の設計及び工事に係る品質保証活動の推進及び評価・改善に関する事項を審議させ、これらの審議事項は適宜業務に反映する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高温工学試験研究炉部HTTR技術課長は、HTTR原子炉施設の安全設計及び事故評価に関する業務並びに燃料製作、照射装置の設計製作等に関する業務を行う。 ・同部HTTR運転管理課長は、HTTR原子炉施設の改造工事等に関する設計、施工、検査及び試験管理等の業務を行う。 ・同部HTTR計画課長は、工程管理等に関する業務を行う。 <p>放射線管理部長は、原子炉施設等の放射線管理設備の設計及び工事の業務を統括する部長として、各業務責任を明確にするものとし、以下の者が行う業務を総括する。また、放射線</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>査に合格し、施設の使用を開始した後をいう。但し、廃棄の事業のうち廃棄物埋設の事業については使用前検査の制度がないことから、当該許可等に係る最初の廃棄体を受け入れ施設を受け入れた時点以降をいう。</p> <p>2)「組織」には、施設の保安に関する事項を審議する委員会等を必要に応じて含むこと。</p>	<p>する。また、原子炉の設置（変更）及び関連する重要事項、原子炉施設の運転等に伴う安全に関する基本的事項、品質保証活動の基本的事項等の審議は、理事長の諮問に基づき、中央安全審査・品質保証委員会において実施する。</p> <p>(7) 保安管理部長は、保安規定に基づき、大洗研究所における品質保証活動の庶務、原子炉施設等安全審査委員会の庶務、非常の場合に採るべき措置に関する整備及び支援並びに総合的な訓練等の保安活動の統括を行うとともに、必要に応じ各部長に対して品質保証活動に関する指示又は助言を行う。</p> <p>規制委員会は、本試験研究用等原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守の業務を実施する各担当部及び原子炉施設等安全審査委員会等について、保安規定等に基づき役割分担が明確化された組織が構築されていることを確認した。</p>	<p>管理部品質保証技術検討会を設置し、設計及び工事に係る品質保証活動の推進及び評価・改善に関する事項等を審議させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部放射線管理第2課長は、HTTR原子炉施設の放射線測定機器に関する業務を行う。 ・同部環境監視線量計測課長は、屋外管理用放射線管理設備に関する業務等を行う。 <p>5. 運転及び保守のための組織</p> <p>運転及び保守のための組織における、理事長、安全・核セキュリティ統括部長、大洗研究所担当理事、大洗研究所長、高温ガス炉研究開発センター長、原子炉施設等安全審査委員会及び中央安全審査・品質保証委員会の役割は「1. 設計及び工事のための組織」において示したとおり。</p> <p>高温工学試験研究炉部長は、運転及び保守等を的確に遂行するため、原子炉施設保安規定に基づき、施設管理統括者として保安活動の統括を行う。また、高温工学試験研究炉部長は、HTTR原子炉施設の品質保証を統括する部長としてHTTR品質保証委員会を設置し、原子炉施設の保安に関する事項等を審議させ、これらの審議事項は適宜業務に反映する。</p> <p>高温工学試験研究炉部長はHTTR原子炉施設に係る運転管理等の各業務責任を明確にするものとし、以下の者が行う業務を統括する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高温工学試験研究炉部HTTR計画課長は、HTTR原子炉施 	

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>設の運転計画の作成に関する業務並びに高温工学試験研究炉部長が行う統括に関する業務の補佐を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 同部HTTR運転管理課長は、HTTR原子炉施設の運転及び保守の管理に関する業務を行う。 ・ 同部HTTR技術課長は、HTTR原子炉施設の炉内燃料体を除く燃料棒及び燃料体の管理並びに安全性実証試験に係る安全解析等に関する業務を行う。 <p>保安管理部長は、原子炉施設保安規定に基づき、各業務責任を明確にするものとし、以下の者が行う保安活動の統括を行う。 なお、必要に応じ各部長に対して品質保証活動に関する指示又は助言を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 保安管理部施設安全課長は、大洗研究所における品質保証活動の庶務に関する業務及び原子炉施設等安全審査委員会の庶務に関する業務を行う。 ・ 同部危機管理課長は、非常の場合に採るべき措置に関する整備及び支援に関する業務並びに総合的な訓練に関する業務を行う。 ・ 同部核物質管理課長は、原子炉の周辺監視区域の維持管理に関する業務を行う。 <p>放射線管理部長は、原子炉施設保安規定に基づき、各業務責任を明確にするものとし、以下の者が行う保安活動の統括を行う。また、放射線管理部品質保証技術検討会を設置し、放射線管理施設の保安に関する事項等を審議させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線管理部放射線管理第2課長は、HTTR原子炉施設の放射線管理に関する業務及び施設管理者として放射線管理設備

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>の管理を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 同部環境監視線量計測課長は、周辺監視区域及びその周辺区域の放射線の監視に関する業務及び施設管理者として屋外管理用放射線管理設備等の管理を行う。 <p>環境保全部長は、原子炉施設保安規定に基づき、各業務責任を明確にするものとし、以下の者が行う保安活動の統括を行う。また、環境保全部品質保証技術検討会を設置し、施設の保安に関する事項等を審議させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 環境保全部廃棄物管理課長は、放射性廃棄物の受入れ及び処理並びに管理に関する業務を行う。
<p>指針 2. 設計及び工事に係る技術者の確保</p> <p>事業者において、設計及び工事を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されていること。</p> <p>指針 2. 解説</p> <p>1) 「専門知識」には、原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設計及び工事を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されているか、又は設計及び工事の進捗に合わせて確保する方針が適切に示されていることを確認する。 ・ 運転及び保守を行う 	<p>2. 技術者の確保</p> <p>技術的能力指針は、設計及び工事並びに運転及び保守を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されていること又は確保する方針が適切に示されていることを要求している。</p> <p>申請者は、令和 2 年 3 月 1 日現在の高温工学試験研究炉部における技術者数は、原子炉施設の技術者 60 名、このうち 20 年以上の経験を有する管理職者が 12 名、10 年以上の原子炉等の運転経験年数を有する技術者が 38 名であるとしている。高温工学試験研究炉部における有資格者数は、原子炉主任技術者が 2 名、放射線取扱主任者（第 1 種）が 10 名及び核燃料取扱主任者が 2 名であり、設計及び工事並びに運転及び保守を行うために</p>	<p>2. 設計及び工事に係る技術者の確保</p> <p>(1) 技術者の数</p> <p>令和 2 年 3 月 1 日現在における高温工学試験研究炉部の技術者の数は 60 名であり、このうち 20 年以上の経験年数を有する管理職は 12 名おり、10 年以上の経験年数を有する技術者は 38 名在籍している。</p> <p>それらの経験年数は第 1 表に示すとおりである。</p> <p>(2) 有資格者数</p> <p>令和 2 年 3 月 1 日現在における高温工学試験研究炉部の原子力関係在籍技術者のうち原子炉主任技術者の有資格者は 2 名、放射線取扱主任者（第 1 種）の有資格者は 10 名、核燃料取扱主任者の有資格者は 2 名であり、今後とも各種資格取得を奨励する。高温工学試験研究炉部、並びに大洗研究所（北地区）及び（南地区）の原子力関係在籍技術者のうち有資格者数を第 2 表に示す。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料																								
<p>者、電気主任技術者、技術士等の当該事業等に関連のある国家資格等で要求される知識を必要に応じて含む。</p> <p>2)「確保されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて確保する方針が適切に示されている場合を含む。</p> <p>指針6. 運転及び保守に係る技術者の確保</p> <p>事業者において、運転及び保守を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されているか、又は確保する方針が適切に示されていること。</p> <p>指針6. 解説</p>	<p>ために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されているか、又は確保する方針が適切に示されていることを確認する。</p>	<p>必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者を今後も確保していくために、各種資格取得を奨励するとしている。</p> <p>規制委員会は、本試験研究用等原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守に係る技術者の確保について、技術者の在籍状況等から適切に確保されていること及び今後も確保していく方針が示されていることを確認した。</p>	<p>6. 運転及び保守に係る技術者の確保</p> <p>「2. 設計及び工事に係る技術者の確保」において併せて示した現有の技術者をもって確保している。高温工学試験研究炉部の原子炉主任技術者の有資格者は2名であり、今後とも各種資格取得を奨励していく計画である。</p> <p>第1表 技術者の経験年数(令和2年3月1日現在)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-bottom: 10px;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">経験年数</th> <th style="width: 50%;">技術者数(人)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5年未満</td> <td style="text-align: center;">19</td> </tr> <tr> <td>5年以上10年未満</td> <td style="text-align: center;">3</td> </tr> <tr> <td>10年以上20年未満</td> <td style="text-align: center;">16(4)</td> </tr> <tr> <td>20年以上</td> <td style="text-align: center;">22(12)</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td style="text-align: center;">60(16)</td> </tr> </tbody> </table> <p>()内は、技術者のうち管理職の人数を示す。</p> <p>第2表 有資格者数(令和2年3月1日現在)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 40%;"></th> <th style="width: 20%;">高温工学試験研究炉部</th> <th style="width: 40%;">大洗研究所 (北地区及び南地区)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉主任技術者</td> <td style="text-align: center;">2</td> <td style="text-align: center;">8</td> </tr> <tr> <td>放射線取扱主任者(第1種)</td> <td style="text-align: center;">10</td> <td style="text-align: center;">97</td> </tr> <tr> <td>核燃料取扱主任者</td> <td style="text-align: center;">2</td> <td style="text-align: center;">20</td> </tr> </tbody> </table>	経験年数	技術者数(人)	5年未満	19	5年以上10年未満	3	10年以上20年未満	16(4)	20年以上	22(12)	合計	60(16)		高温工学試験研究炉部	大洗研究所 (北地区及び南地区)	原子炉主任技術者	2	8	放射線取扱主任者(第1種)	10	97	核燃料取扱主任者	2	20
経験年数	技術者数(人)																										
5年未満	19																										
5年以上10年未満	3																										
10年以上20年未満	16(4)																										
20年以上	22(12)																										
合計	60(16)																										
	高温工学試験研究炉部	大洗研究所 (北地区及び南地区)																									
原子炉主任技術者	2	8																									
放射線取扱主任者(第1種)	10	97																									
核燃料取扱主任者	2	20																									

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>「専門知識」には、原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術者、電気主任技術者、技術士等の当該事業等に関連のある国家資格等で要求される知識を必要に応じて含む。</p>			
<p>指針 3. 設計及び工事の経験</p> <p>事業者において、当該事業等に係る同等又は類似の施設の設計及び工事の経験が十分に具備されていること。</p> <p>指針 3. 解説</p> <p>「経験が十分に具備されていること」には、当該事業等に係る国内外の同等又は類</p>	<p>・ 試験研究用等原子炉施設に係る同等又は類似の施設の設計及び工事の経験が十分に具備されているか、又は試験研究用等原子炉施設に係る国内外の同等若しくは類似の施設への技術者派遣や関連施設での研修を通して、経験及び技術が十分に獲得されていること、又は</p>	<p>3. 経験</p> <p>技術的能力指針は、当該事業等に係る同等又は類似の施設の設計及び工事並びに運転及び保守の経験が十分に具備されていること又は経験を獲得する方針が適切に示されていることを要求している。</p> <p>申請者は、大洗研究所（北地区）が、JMTR 原子炉施設、JMTRC 原子炉施設及び本試験研究用等原子炉施設の設計及び工事の経験並びに 45 年以上の運転経験を有しているとしている。高温工学試験研究炉部では、平成 2 年から、本試験研究用等原子炉施設の設計、製作及び工事を行ってきたこと、また、平成 8 年には機器据付を完了し、平成 13 年 12 月に定格出力（原子炉出口</p>	<p>3. 設計及び工事の経験</p> <p>日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構が解散し、平成 17 年 10 月 1 日に独立行政法人日本原子力研究開発機構（平成 27 年 4 月 1 日に国立研究開発法人日本原子力研究開発機構に名称変更）が新たに発足した。国立研究開発法人日本原子力研究開発機構は、旧日本原子力研究所及び旧核燃料サイクル開発機構が長年にわたって蓄積してきた原子炉施設等の建設経験並びに多くの運転・保守経験の技術的能力を有している。</p> <p>大洗研究所（北地区）は、JMTR 原子炉施設、JMTRC 原子炉施設及び HTTR 原子炉施設の設計・建設の経験と 45 年間以上に及ぶ運転経験を有している。</p> <p>HTTR 原子炉施設は、平成 2 年から設計及び工事を開始して、平成 8 年には機器据付を完了し、平成 13 年 12 月に定格出力を達成した。また、供用運転は、平成 14 年 5 月から開始し、</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>似の施設への技術者派遣や関連施設での研修を通して、経験及び技術が十分に獲得されているか、又は設計及び工事の進捗に合わせて獲得する方針が適切に示されていることを含む。</p> <p>指針7. 運転及び保守の経験 事業者において、当該事業等に係る同等又は類似の施設の運転及び保守の経験が十分に具備されているか、又は経験を獲得する方針が適切に示されていること。</p> <p>指針7. 解説 「経験が十分に具備されている」には、当該事業等に係る国内</p>	<p>設計及び工事の進捗に合わせて獲得する方針が適切に示されていることを確認する。</p> <p>・試験研究用等原子炉施設に係る同等又は類似の施設の運転及び保守の経験が十分に具備されていること、若しくは試験研究用等原子炉施設に係る国内外の同等若しくは類似の施設への技術者派遣や関連施設での研修を通して、経験及び技術が十分に獲得されていること、又は経験を獲得する方針が適切に示されていることを確認する。</p>	<p>温度 850℃) を達成し、平成 14 年 5 月から供用運転を開始して以降、高温ガス炉技術の高度化を目的とした安全性実証試験及び高温試験運転（原子炉出口温度 950℃）の実施により高温ガス炉基盤技術の高度化のために必要な試験データ及び運転技術の蓄積を図っていることから、申請者は、本試験研究用等原子炉施設の設計及び工事に係る経験並びに運転及び保守に係る経験を十分有しているとしている。</p> <p style="text-align: center;">規制委員会は、申請者の設計及び工事並びに運転及び保守の経験について、これまでの本試験研究用等原子炉施設に係る経験等から十分に具備されていることを確認した。</p>	<p>現在に至るまで順調な運転を行ってきており、運転技術の蓄積が図られている。高温ガス炉技術の高度化を目的とした安全性実証試験は、平成 14 年 6 月から実施してきており高温ガス炉基盤技術の高度化のために必要な試験データ及び運転技術の蓄積が図られている。また、平成 18 年 9 月には安全性実証試験の更なる高度化を図った改造工事を実施している。</p> <p style="text-align: center;">したがって、原子炉施設の運転及び保守に係る経験並びに設計及び工事に関する業務を行うための経験を十分有している。</p> <p>7. 運転及び保守の経験 「3. 設計及び工事の経験」において併せて示したとおりで、十分な経験がある。</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>外の同等又は類似の施設への技術者派遣や関連施設での研修を通して、経験及び技術が十分に獲得されていることを含む。</p>			
<p>指針 4. 設計及び工事に係る品質保証活動 事業者において、設計及び工事を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていること。</p> <p>指針 4. 解説 1) 「構築されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて構築する方針が適切に示されている場合を含む。 2) 「品質保証活動」には、設計及び工事における安全を確保する</p>	<p>・設計及び工事を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていること、又は設計及び工事の進捗に合わせて必要な品質保証活動を行う体制を構築する方針が適切に示されていることを確認する。</p> <p>・「品質保証活動」には、設計及び工事における安全を確保するための最高責任者の方針を定め、品質保証計画に基づき活動の計</p>	<p>4. 品質保証活動 技術的能力指針は、設計及び工事並びに運転及び保守を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていること又は構築される方針が適切に示されていることを要求している。</p> <p>申請者は、品質保証活動について、以下のとおりとしている。</p> <p>(1) 品質保証活動の確立と実施 大洗研究所は、原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先に位置付け、原子力安全を達成し、これを維持及び向上するための品質マネジメントシステム(「品質管理監督システム」に相当)を確立し、文書化し、実施し、かつ維持するとともに、継続的に改善する。安全文化の醸成活動を含む原子力安全のための品質保証計画(「品質管理監督システム基準書」に相当)を定め、原子炉施設の安全を確保する上で重要な施設、系統、機器等の設計、製作及び工事等に係る品質保証活動に関しては</p>	<p>4. 設計及び工事に係る品質保証活動 (1) 品質保証活動の確立と実施 原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先に位置づけ、原子力安全を達成し、これを維持及び向上するための品質マネジメントシステム(「品質管理監督システム」に相当)を確立し、文書化し、実施し、かつ維持するとともに、品質マネジメントシステムを継続的に改善する。安全文化の醸成活動を含む原子力安全のための品質保証計画(「品質管理監督システム基準書」に相当)を定め、原子炉施設の安全を確保する上で重要な施設、系統、機器等の設計、製作及び工事等に係る品質保証活動に関しては「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」に適合するように品質保証活動の計画、実施、評価及び改善を行う。</p> <p>(2) 品質保証体制及び役割分担 理事長をトップマネジメントとする品質保証組織を定め、品質保証活動に係る責任と権限を明確にして、体系的な活動を実施する。 理事長は、原子炉施設の品質保証活動のトップマネジメント</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>ための最高責任者の方針を定め、品質保証計画に基づき活動の計画、実施、評価及び改善を行うとともに、監査を含む評価によって継続的な改善が図られる仕組みを含むこと。また、それらの活動が文書化され、管理される仕組みを含むこと。</p> <p>3)「体制」には、品質保証活動の取組みの総合的な審議を行う委員会等を必要に応じて含むこと。</p> <p>指針 8. 運転及び保守</p>	<p>画、実施、評価及び改善を行うとともに、監査を含む評価によって継続的な改善が図られる仕組みを含んでいること、また、それらの活動が文書化され、管理される仕組みを含んでいること</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「体制」には、設計及び工事に係る品質保証活動の取組みの総合的な審議を行う委員会等を含んでいることを確認する。 ・運転及び保守を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていること、又は構築される方針が適切に示されていることを確認する。 ・「品質保証活動」には、 	<p>「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」(平成 25 年原子力規制委員会規則第 22 号)に適合するように品質保証活動の計画、実施、評価及び改善を行う。</p> <p>(2) 品質保証体制及び役割分担</p> <p>理事長をトップマネジメントとした品質保証組織を定め、品質保証活動に係る責任と権限を明確にして、以下のとおり体系的な活動を実施する。</p> <p>理事長は、原子炉施設に係る品質保証活動のトップマネジメントとして、品質マネジメントシステムを確立し、文書化した品質保証計画書に基づき、その業務責任を明確にして、以下のように実施する。</p> <p>① 理事長は、原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守に係る品質保証活動が適切で、妥当かつ有効であることを評価するため、マネジメントレビューを実施し、品質保証活動を継続的に改善する。また、中央安全審査・品質保証委員会を設置し、諮問事項について審議させる。</p> <p>② 大洗研究所担当理事は、理事長を補佐して大洗研究所における品質保証活動を統理するとともに、大洗研究所の管理責任者として、大洗研究所において原子炉施設の品質マネジメントシ</p>	<p>として、品質マネジメントシステムを確立し、文書化した品質保証計画書に基づき、その業務責任を明確にして、品質保証活動を第 1 図に示す管理体制に従って、以下のように実施する。</p> <p>理事長は、原子炉施設の品質保証活動が適切で、妥当かつ有効であることを評価するため、マネジメントレビューを実施し、品質保証活動を継続的に改善する。また、中央安全審査・品質保証委員会を設置し、理事長の諮問事項について審議させる。</p> <p>大洗研究所担当理事は、理事長を補佐し、大洗研究所における原子炉施設の品質保証活動を統理する。</p> <p>所長は、大洗研究所において、原子炉施設の品質保証活動を統括する。また、原子炉施設等安全審査委員会を設置し、原子炉施設の保安上重要な事項に関して所長からの諮問事項について、また、品質保証推進委員会を設置し、品質保証活動の推進及び品質保証上重要な事項並びに所長からの諮問について審議させる。</p> <p>高温ガス炉研究開発センター長は、所長が行う大洗研究所における原子炉施設の品質保証活動を補佐する。</p> <p>管理責任者は、原子炉施設の品質保証活動に関する業務の責任者として、原子炉施設の品質保証活動に必要なプロセスの確立、実施及び維持に係る業務、理事長へ品質保証活動の実施状況及び改善の必要性に係る報告並びに原子炉施設の安全確保に対する認識の高揚に係る業務を行う。なお、本部(監査プロセスを除く)においては安全・核セキュリティ統括部長、大洗研究所においては大洗研究所担当理事、監査プロセスにおいては統</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>に係る品質保証活動</p> <p>事業者において、運転及び保守を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されているか、又は構築される方針が適切に示されていること。</p> <p>指針 8. 解説</p> <p>1) 「品質保証活動」には、運転及び保守における安全を確保するための最高責任者の方針を定め、品質保証計画に基づき活動の計画、実施、評価及び改善を行うとともに、監査を含む評価によって継続的な改善が図られる仕組みを含むこと。また、それらの活動が文書化され、管理される仕組み</p>	<p>運転及び保守における安全を確保するための最高責任者の方針を定め、品質保証計画に基づき活動の計画、実施、評価及び改善を行うとともに、監査を含む評価によって継続的な改善が図られる仕組みを含んでいることを確認する。また、それらの活動が文書化され、管理される仕組みを含んでいることを確認する。</p> <p>・「体制」には、運転及び保守に係る品質保証活動の取組みの総合的な審議を行う委員会等を含んでいることを確認する。</p>	<p>ステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持に係る業務、理事長への品質保証活動の実施状況及び改善の必要性に係る報告並びに原子炉施設の安全確保に対する認識の高揚に係る業務を行う。</p> <p>③ 所長は、大洗研究所において、原子炉施設の設計及び工事に係る品質保証活動を統括する。また、原子炉施設等安全審査委員会を設置し、原子炉施設の設置変更許可並びに原子炉施設に関する設計及び工事の方法の認可等に係る事項について、また、品質保証推進委員会を設置して品質保証活動に関する基本的事項等について審議させる。</p> <p>④ 高温ガス炉研究開発センター長は、所長が行う大洗研究所における品質保証活動を補佐する。</p> <p>⑤ 大洗研究所の試験研究用等原子炉施設の設計及び工事に係る各部長は、品質保証活動の実施及びそれを継続的に改善するための責任と権限を有するとともに、品質保証活動に必要なプロセスの確立、実施及び維持を行う。さらに、供給者における品質保証活動が適切に遂行されるよう、品質保証活動に関する要求事項を明確に提示し、監査等で評価し、品質保証活動の実施状況を確認の上、改善を図る。</p>	<p>括監査の職を管理責任者とする。</p> <p>大洗研究所の各部長は、原子炉施設の品質保証活動の実施及びそれを継続的に改善するための責任と権限を有するとともに、品質保証活動に必要なプロセスの確立、実施及び維持を行う。さらに、供給者における品質保証活動が適切に遂行されるよう、品質保証活動に関する要求事項を明確に提示し、監査等で評価し、品質保証活動の実施状況を確認の上、改善を図る。また、各部長はそれぞれの部署において品質保証に関する委員会を設置し、品質保証活動の推進及び評価・改善に関する事項を審議させ、これらの審議事項は適宜業務に反映する。</p> <p>また、設計及び工事の方法の認可申請に係るプロセスを管理する者をプロセス管理者とする。プロセス責任者は、所掌する業務に関して、プロセスを確立して実施するとともに、有効性を継続的に改善する。また、プロセス責任者は、業務に従事する要員の業務に対する要求事項についての認識を高め、成果を含む実施状況について評価し、安全文化を醸成するための活動を促進する。</p> <p>8. 運転及び保守に係る品質保証活動</p> <p>(1) 品質保証活動の確立と実施</p> <p>原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先に位置づけ、原子力安全を達成し、これを維持及び向上するための品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、かつ維持するとともに、その品質マネジメントシステムを継続的に改善する。安全文化を基礎とし、適切な品質保証活動のもとに保安活動を実施する</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>を含むこと。</p> <p>2)「体制」には、品質保証活動の取組みの総合的な審議を行う委員会等を必要に応じて含むこと。</p>		<p>⑥ 各部長はそれぞれの部署において品質保証に関する委員会を設置し、品質保証活動の推進及び評価・改善に関する事項を審議させ、これらの審議事項は適宜業務に反映する。</p> <p>⑦ 理事長が定めるプロセス責任者（理事長、管理責任者、所長、部長及び課長）は、所掌する業務に関して、プロセスを確立して実施するとともに、有効性を継続的に改善する。また、プロセス責任者は、業務に従事する要員の業務に対する要求事項についての認識を高め、成果を含む実施状況について評価し、安全文化を醸成するための活動を促進する。</p> <p>規制委員会は、本試験研究用等原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守に係る品質保証活動について、当該活動を行う体制が品質保証計画書等に基づき適切に構築されていることを確認した。</p>	<p>ことを基本方針とする原子炉施設保安規定に基づき品質保証計画を定め、原子炉施設の運転から解体までの全期間にわたって原子炉施設の機能を確保するために原子炉施設の保安に係る品質保証活動の計画、実施、評価及び改善を行う。</p> <p>(2) 品質保証体制及び役割分担</p> <p>「4. 設計及び工事に係る品質保証活動」(2) 品質保証体制及び役割分担に示したとおり。</p>
<p>指針9. 技術者に対する教育・訓練</p> <p>事業者において、確保した技術者に対し、その専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練</p>	<p>・確保した技術者に対し、その専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行う方針が適</p>	<p>5. 技術者に対する教育・訓練</p> <p>技術的能力指針は、確保した技術者に対し、その専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行う方針が適切に示されていることを要求している。</p> <p>申請者は、原子炉施設における災害の発生を未然に防止し、周辺公衆の線量を合理的に達成可能</p>	<p>9. 技術者に対する教育・訓練</p> <p>原子炉施設における災害の発生を未然に防止し、一般公衆の被ばくを合理的に達成可能な限り低い水準に保つため、原子炉施設に係る設計及び工事を行う者、並びに運転及び保守を行う者に対し、関係法令及び保安規定の遵守に関する教育、他の原子力施設における事故トラブル事例の周知など安全意識の向上に関する教育、技術者として素養を高めるために必要な教育</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
<p>練を行う方針が適切に示されていること。</p> <p>指針 9. 解説（なし）</p>	<p>切に示されていることを確認する。</p> <p>・上記のほか、新規制基準対応に必要となる具体的な教育・訓練を行う方針が適切に示されていることを確認する。</p>	<p>な限り低い水準に保つため、原子炉施設に係る設計及び工事並びに運転及び保守を行う者に対し、保安規定に基づき、関係法令及び保安規定の遵守に関する教育、原子炉施設の構造、性能及び運転に関する教育、放射線管理に関する教育、核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する教育、非常の場合に採るべき措置に関する教育、他の原子力施設における事故トラブル事例の周知など安全意識の向上に関する教育、技術者として素養を高めるために必要な教育並びに原子炉関連施設等における防災訓練等を、新たに業務に従事する者には従事前に、既に従事している者には毎年実施するとしている。加えて、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力人材育成センター等においても教育訓練を行うとしている。これらの試験研究用等原子炉施設に係る設計及び工事並びに運転及び保守に必要な教育・訓練を今後も継続して行い、さらに、保安活動や意識向上のための啓発活動等を通じて、安全文化の醸成を図っていくとしている。</p> <p>規制委員会は、技術者に対する教育・訓練について、確保した技術者に対する専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行う方針が適切に示されていることを確認した。</p>	<p>並びに原子炉関連施設等における防災訓練等を行う。加えて、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 原子力人材育成センター等においても教育訓練を行う。平成 30 年 4 月 1 日現在における高温工学試験研究炉部の原子力関係在籍技術者のうち国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力人材育成センター（旧原子力研修センター及び旧日本原子力研究所国際原子力総合技術センターを含む。）等において教育訓練を修了した者は、第 3 表のとおりである。これらの原子炉施設に係る運転及び保守に必要な教育・訓練を必要に応じて今後も継続して行っていく。</p> <p>さらに、保安活動や意識向上のための啓発活動等を通じて、安全文化の醸成を図っていく。</p> <p>【まとめ資料】</p> <p>原子炉施設の運転及び保守を行う技術者等に対する訓練は、大洗研究所（北地区）原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に記載しているとおりであり、訓練項目、実施頻度及び訓練の対象者を表 1 に示す。</p> <p>訓練の実施にあたっては、高温工学試験研究炉部長が年度当初に定める保安教育実施計画に基づき、具体的な訓練項目及び訓練の時期（目安）を定めている。表 2 に昨年度実施した訓練の実績を示す。</p> <p>保安規定にて定める訓練の詳細は以下のとおり。</p> <p>○総合的な訓練</p> <p>総合的な訓練（非常の場合に採るべき措置についての総合的な</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>訓練)は、保安規定第 24 条第 1 項の定めに基づき大洗研究所長が年 1 回以上(例年 2 回)実施する。本訓練は、原子力事業者防災業務計画に基づく総合防災訓練を兼ねており、機構本部、大洗研究所の現地対策本部、部の現場指揮所等、機構全体で実施する訓練である。(機構全体の訓練であることから、発災対象施設に該当しない部は、必要な範囲で訓練を実施している。)</p> <p>令和元年度の第 1 回総合的な訓練は、高温工学試験研究炉を発災対象施設として防災訓練を令和元年 10 月 15 日に実施した。内容は、原子炉運転再開に向けた新規制基準対応を踏まえ「BDBA を模擬した放射性物質の放出事象(原災法第 15 条事象)」を想定した緊急時対応訓練である。</p> <p>○避難訓練</p> <p>避難訓練は、保安規定第 24 条第 2 項の定めに基づき高温工学試験研究炉部長(施設管理統括者)が年 1 回以上実施する。</p> <p>本訓練は、地震等を想定し職員等が速やかに避難できることを確認するために実施する。訓練では避難放送後に指定された避難場所に職員等が集合し、人員点呼により全員の避難を確認する。なお、令和元年度の避難訓練では、内閣府等が行う「津波防災の日に基づく避難訓練」等も兼ね、令和元年 11 月 5 日に大洗研究所全体として実施した。</p> <p>○通報訓練</p> <p>通報訓練は、保安規定第 24 条第 2 項の定めに基づき高温工学試験研究炉部長(施設管理統括者)が年 1 回以上実施する。特に人事異動等により連絡先等に変更が生じた場合には、勤務時間外における部内の職員招集連絡を確実にするため、随時、緊急時の連</p>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料
			<p>絡システムによる訓練を実施している。</p> <p>○緊急作業に係る訓練</p> <p>緊急作業に係る訓練は、保安規定第 24 条第 5 項の定めに基づき高温工学試験研究炉部長（施設管理統括者）が年 1 回以上実施する。本訓練は、予め緊急作業従事者としての選定教育を受け、理事長に書面にて緊急作業を行う旨を申し出た放射線業務従事者を対象とし、緊急作業の方法（3 時間以上）、緊急作業で使用する施設及び設備の取扱い（3 時間以上）に関する訓練である。なお、例年 3 月頃に実施しており、昨年度の実施は平成 31 年 3 月 27 日に実施しており、今年度は令和 2 年 2 月の実施を計画している。</p> <p>○その他</p> <ul style="list-style-type: none"> ・保安規定に定める訓練以外に、高温工学試験研究炉部にて以下の訓練を実施している。 <ol style="list-style-type: none"> 1. 2017 年度に発生した燃料研究棟の汚染事故を踏まえ、グリーンハウスの設置訓練及び身体除染訓練を、従業員等の技術継承や技術力の劣化防止を図りながら実施している。今年度は核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第二開発室の管理区域内における汚染事象も踏まえており、要素訓練（令和元年 10 月 11 日）及び総合訓練（令和元年 12 月 23 日）を実施している。 2. 茨城県等地方自治体を主体として、茨城県の通報連絡訓練を実施している。本訓練は、実施時期(期間)を定め、その期間内において、発生時刻や事象(火災、臨界、放射性物質の漏えい)を茨城県が自由に設定し、事前通知なく実施する訓練である。今年度は大洗研究所については廃棄物管理施設 α 固体処理棟が選定された（令和元年 9 月 26 日）。

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料																																			
			<p>・新規制基準に対応した自然災害（竜巻、火山、外部火災等）、BDBA（多量の放射性物質等を放出する事故）の拡大防止等に係る訓練は、今後、現在申請中の保安規定の補正申請にて明確にし、下部要領を定めて実施する予定である。</p> <div style="text-align: center;"> <p>表 1 保安規定に定める訓練項目及び訓練対象者</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>訓練項目</th> <th>実施頻度</th> <th>訓練対象者</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>総合的な訓練</td> <td>年 1 回以上</td> <td>運転保守を担当する職位を含む保安活動に常時従事する職員等及び職員等以外の者</td> </tr> <tr> <td>避難訓練</td> <td>年 1 回以上</td> <td>原子炉施設に常時立ち入り保安活動を行う者</td> </tr> <tr> <td>通報訓練</td> <td>年 1 回以上</td> <td>原子炉施設に常時立ち入り保安活動を行う者</td> </tr> <tr> <td>緊急作業に係る訓練</td> <td>年 1 回以上</td> <td>緊急作業に従事する要員（緊急作業に従事する者として予め書面にて申し出た当部に所属する放射線作業従事者）</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 10px;"> <p>表 2 昨年度（平成 30 年度）実施した訓練の実績</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>訓練名</th> <th>実施日</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>通報訓練</td> <td>2018/4/27</td> </tr> <tr> <td>通報訓練</td> <td>2018/7/25</td> </tr> <tr> <td>茨城県の通報連絡訓練（照射燃料試験施設（AGF））*</td> <td>2018/8/7</td> </tr> <tr> <td>総合的な訓練（第 1 回）</td> <td>2018/9/21</td> </tr> <tr> <td>避難訓練</td> <td>2018/11/1</td> </tr> <tr> <td>グリーンハウス設置及び身体除染についての訓練*</td> <td>2018/12/21</td> </tr> <tr> <td>総合的な訓練（第 2 回）</td> <td>2019/1/15</td> </tr> <tr> <td>通報訓練</td> <td>2019/1/24</td> </tr> <tr> <td>緊急作業に係る訓練</td> <td>2019/3/27</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right; font-size: small;">* 保安規定に定めのない訓練</p> </div>	訓練項目	実施頻度	訓練対象者	総合的な訓練	年 1 回以上	運転保守を担当する職位を含む保安活動に常時従事する職員等及び職員等以外の者	避難訓練	年 1 回以上	原子炉施設に常時立ち入り保安活動を行う者	通報訓練	年 1 回以上	原子炉施設に常時立ち入り保安活動を行う者	緊急作業に係る訓練	年 1 回以上	緊急作業に従事する要員（緊急作業に従事する者として予め書面にて申し出た当部に所属する放射線作業従事者）	訓練名	実施日	通報訓練	2018/4/27	通報訓練	2018/7/25	茨城県の通報連絡訓練（照射燃料試験施設（AGF））*	2018/8/7	総合的な訓練（第 1 回）	2018/9/21	避難訓練	2018/11/1	グリーンハウス設置及び身体除染についての訓練*	2018/12/21	総合的な訓練（第 2 回）	2019/1/15	通報訓練	2019/1/24	緊急作業に係る訓練	2019/3/27
訓練項目	実施頻度	訓練対象者																																				
総合的な訓練	年 1 回以上	運転保守を担当する職位を含む保安活動に常時従事する職員等及び職員等以外の者																																				
避難訓練	年 1 回以上	原子炉施設に常時立ち入り保安活動を行う者																																				
通報訓練	年 1 回以上	原子炉施設に常時立ち入り保安活動を行う者																																				
緊急作業に係る訓練	年 1 回以上	緊急作業に従事する要員（緊急作業に従事する者として予め書面にて申し出た当部に所属する放射線作業従事者）																																				
訓練名	実施日																																					
通報訓練	2018/4/27																																					
通報訓練	2018/7/25																																					
茨城県の通報連絡訓練（照射燃料試験施設（AGF））*	2018/8/7																																					
総合的な訓練（第 1 回）	2018/9/21																																					
避難訓練	2018/11/1																																					
グリーンハウス設置及び身体除染についての訓練*	2018/12/21																																					
総合的な訓練（第 2 回）	2019/1/15																																					
通報訓練	2019/1/24																																					
緊急作業に係る訓練	2019/3/27																																					

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料																																																				
			<p>保安規定より</p> <p>別表第5 原子炉施設に関する保安活動を行う者の保安教育（第23条関係）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">教育内容</th> <th colspan="2">放射線業務従事者</th> <th colspan="2">放射線業務従事者以外</th> </tr> <tr> <th>職員等</th> <th>職員等以外の者</th> <th>職員等</th> <th>職員等以外の者</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>保安教育項目及び教育時間数※1</td> <td></td> <td>原子炉施設左の運転、保守、利用、放射線管理に係る業務に従事する者</td> <td>原子炉施設左記以外の業務に従事する者</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>関係法令及び保安規定に関すること。※2 (1時間以上)</td> <td>原子力関連の法令概要に関すること。 保安規定の保安管理体制、保安教育、記録及び報告等に関すること。</td> <td>◎</td> <td>○</td> <td>◎</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉施設の構造、性能及び運転に関すること。 (2.5時間以上)</td> <td>主要な設備の概要及び運転保守管理に関すること。</td> <td>◎</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>放射線管理に関すること。※2 (2時間以上)</td> <td>管理区域等の区分及び入域管理に関すること。 管理区域内の遵守事項に関すること。 放射線等の測定、監視及び防護に関すること。</td> <td>◎</td> <td>◎</td> <td>◎</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること。※2 (1.5時間以上)</td> <td>核燃料物質等の種類及び性状、並びに臨界管理等に関すること。 核燃料物質の使用、運搬、貯蔵、廃棄の方法等に関すること。</td> <td>◎</td> <td>○</td> <td>◎</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>非常の場合に採るべき措置に関すること。※2 (0.5時間以上)</td> <td>非常の場合に採るべき措置に関すること。</td> <td>◎</td> <td>◎</td> <td>◎</td> <td>◎</td> </tr> </tbody> </table> <p>・すべての対象項目について毎年度実施する。 凡例：◎：全員対象（20分以上） ○：業務に関連する者が対象（業務改正時においても実施する。応じ省略することができる。） ×：対象外 ※1：対象とする教育内容を全て実施した場合の時間数 ※2：放射線業務従事者の指定教育と兼ねることができる項目</p> <p>別表第6 原子炉施設に関する業務を行う者の保安教育の免除等適用基準（第23条関係）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>資格・経歴等</th> <th>免除等の適用</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 年度内に他の施設または他の事業所において、同等の保安教育を受けた者</td> <td>別表第5に定める項目のうち当該項目を免除</td> </tr> <tr> <td>(2) 事業所内において保安教育実施計画に基づく保安教育を実施している者</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	項目	教育内容	放射線業務従事者		放射線業務従事者以外		職員等	職員等以外の者	職員等	職員等以外の者	保安教育項目及び教育時間数※1		原子炉施設左の運転、保守、利用、放射線管理に係る業務に従事する者	原子炉施設左記以外の業務に従事する者			関係法令及び保安規定に関すること。※2 (1時間以上)	原子力関連の法令概要に関すること。 保安規定の保安管理体制、保安教育、記録及び報告等に関すること。	◎	○	◎	○	原子炉施設の構造、性能及び運転に関すること。 (2.5時間以上)	主要な設備の概要及び運転保守管理に関すること。	◎	○	○	○	放射線管理に関すること。※2 (2時間以上)	管理区域等の区分及び入域管理に関すること。 管理区域内の遵守事項に関すること。 放射線等の測定、監視及び防護に関すること。	◎	◎	◎	×	核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること。※2 (1.5時間以上)	核燃料物質等の種類及び性状、並びに臨界管理等に関すること。 核燃料物質の使用、運搬、貯蔵、廃棄の方法等に関すること。	◎	○	◎	×	非常の場合に採るべき措置に関すること。※2 (0.5時間以上)	非常の場合に採るべき措置に関すること。	◎	◎	◎	◎	資格・経歴等	免除等の適用	(1) 年度内に他の施設または他の事業所において、同等の保安教育を受けた者	別表第5に定める項目のうち当該項目を免除	(2) 事業所内において保安教育実施計画に基づく保安教育を実施している者	
項目	教育内容	放射線業務従事者				放射線業務従事者以外																																																	
		職員等	職員等以外の者	職員等	職員等以外の者																																																		
保安教育項目及び教育時間数※1		原子炉施設左の運転、保守、利用、放射線管理に係る業務に従事する者	原子炉施設左記以外の業務に従事する者																																																				
関係法令及び保安規定に関すること。※2 (1時間以上)	原子力関連の法令概要に関すること。 保安規定の保安管理体制、保安教育、記録及び報告等に関すること。	◎	○	◎	○																																																		
原子炉施設の構造、性能及び運転に関すること。 (2.5時間以上)	主要な設備の概要及び運転保守管理に関すること。	◎	○	○	○																																																		
放射線管理に関すること。※2 (2時間以上)	管理区域等の区分及び入域管理に関すること。 管理区域内の遵守事項に関すること。 放射線等の測定、監視及び防護に関すること。	◎	◎	◎	×																																																		
核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること。※2 (1.5時間以上)	核燃料物質等の種類及び性状、並びに臨界管理等に関すること。 核燃料物質の使用、運搬、貯蔵、廃棄の方法等に関すること。	◎	○	◎	×																																																		
非常の場合に採るべき措置に関すること。※2 (0.5時間以上)	非常の場合に採るべき措置に関すること。	◎	◎	◎	◎																																																		
資格・経歴等	免除等の適用																																																						
(1) 年度内に他の施設または他の事業所において、同等の保安教育を受けた者	別表第5に定める項目のうち当該項目を免除																																																						
(2) 事業所内において保安教育実施計画に基づく保安教育を実施している者																																																							

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料																																																																		
			<p>別表第7 放射線業務従事者指定教育（第23条関係）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>時間数</th> <th>実施すべき場合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 放射線の人体に与える影響</td> <td>30分間以上</td> <td>その者を放射線業務従事者に指定しようとするとき</td> </tr> <tr> <td>2. 設備、機器及び核燃料物質等の安全取扱い</td> <td>4時間以上</td> <td></td> </tr> <tr> <td>3. 核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律及び関係法令</td> <td>1時間以上</td> <td></td> </tr> <tr> <td>4. 原子炉施設保安規定（非常の場合に採るべき措置を含む）</td> <td>30分間以上</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>別表第7の2 緊急作業従事者選定教育（第23条関係）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>項目</th> <th>時間数^{*1}</th> <th>実施すべき場合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">緊急作業についての教育</td> <td>1. 緊急作業の方法に関する知識（放射線防護措置の教育を含む。）</td> <td>3時間以上</td> <td>その者を緊急作業従事者に選定しようとするとき及び教育実施後に変更が生じた場合には随時^{*2}</td> </tr> <tr> <td>2. 緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識</td> <td>2時間以上</td> <td></td> </tr> <tr> <td>3. 放射線の生体に与える影響、健康管理の方法及び被ばく量の管理の方法に関する知識</td> <td>1時間以上</td> <td></td> </tr> <tr> <td>4. 関係法令</td> <td>30分間以上</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>^{*1}：実効線量について100mSvを線量限度とする緊急作業に従事する放射線業務従事者の時間数は、この限りではない。 ^{*2}：各項目の変更・改正があったときは、変更・改正内容に応じた時間数又は項目に沿った教育を行う。</p> <p>別表第8 放射線業務従事者の指定教育の免除等適用基準（第23条関係）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>資格・経験等</th> <th>免除等の適用</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 事業所内各施設において、直近の3年間に一部あるいは全ての指定教育を受けた者。</td> <td>別表第7に定める項目のうち当該項目の免除</td> </tr> <tr> <td>2. 事業所内各施設において、直近の3年間で1ヶ月以上放射線業務に従事した者。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>3. 以下に示す特定の資格を有する者 原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者（第1種、第2種）、X線作業主任者、作業環境測定士（放射線物質）、診療放射線技師</td> <td>別表第7の項目1.及び項目3.に定める項目の免除及び項目2.に定める項目の簡略化</td> </tr> <tr> <td>4. 大学、高等専門学校、専修学校の原子力専門課程を卒業した者</td> <td></td> </tr> <tr> <td>5. 放射線防護に関する特定の研修を受けた者</td> <td></td> </tr> <tr> <td>6. 教育歴又は原子力施設における作業従事経験等から、上記と同等の知識を有すると、施設管理統括者が認める者。</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>別表第8の2 緊急作業従事者の選定教育の免除適用基準（第23条関係）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>対象者</th> <th>免除の適用</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 事業所内各施設において、選定教育を受けた者</td> <td>別表第7の2に定める教育内容と同等以上と認められる教育を受けた者について、その受講内容に応じた教育を免除</td> </tr> <tr> <td>2. 他の事業所において、選定教育を受けた者</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>別表第9 保安訓練（第24条関係）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2">(1) 総合的な訓練</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>実施頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常の場合に採るべき措置についての総合的な訓練</td> <td>年1回以上</td> </tr> <tr> <th colspan="2">(2) 避難、通報訓練</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>実施頻度</th> </tr> <tr> <td>1. 避難訓練</td> <td>年1回以上</td> </tr> <tr> <td>2. 通報訓練</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>所長又は施設管理統括者の行う別表第9（1）及び別表第9（2）に掲げる保安訓練の対象者は、保安活動に常時従事する職員等及び職員等以外の者（年間契約に基づき常時立ち入る作業員に限る。）とする。</p>	項目	時間数	実施すべき場合	1. 放射線の人体に与える影響	30分間以上	その者を放射線業務従事者に指定しようとするとき	2. 設備、機器及び核燃料物質等の安全取扱い	4時間以上		3. 核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律及び関係法令	1時間以上		4. 原子炉施設保安規定（非常の場合に採るべき措置を含む）	30分間以上		分類	項目	時間数 ^{*1}	実施すべき場合	緊急作業についての教育	1. 緊急作業の方法に関する知識（放射線防護措置の教育を含む。）	3時間以上	その者を緊急作業従事者に選定しようとするとき及び教育実施後に変更が生じた場合には随時 ^{*2}	2. 緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識	2時間以上		3. 放射線の生体に与える影響、健康管理の方法及び被ばく量の管理の方法に関する知識	1時間以上		4. 関係法令	30分間以上		資格・経験等	免除等の適用	1. 事業所内各施設において、直近の3年間に一部あるいは全ての指定教育を受けた者。	別表第7に定める項目のうち当該項目の免除	2. 事業所内各施設において、直近の3年間で1ヶ月以上放射線業務に従事した者。		3. 以下に示す特定の資格を有する者 原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者（第1種、第2種）、X線作業主任者、作業環境測定士（放射線物質）、診療放射線技師	別表第7の項目1.及び項目3.に定める項目の免除及び項目2.に定める項目の簡略化	4. 大学、高等専門学校、専修学校の原子力専門課程を卒業した者		5. 放射線防護に関する特定の研修を受けた者		6. 教育歴又は原子力施設における作業従事経験等から、上記と同等の知識を有すると、施設管理統括者が認める者。		対象者	免除の適用	1. 事業所内各施設において、選定教育を受けた者	別表第7の2に定める教育内容と同等以上と認められる教育を受けた者について、その受講内容に応じた教育を免除	2. 他の事業所において、選定教育を受けた者		(1) 総合的な訓練		項目	実施頻度	非常の場合に採るべき措置についての総合的な訓練	年1回以上	(2) 避難、通報訓練		項目	実施頻度	1. 避難訓練	年1回以上	2. 通報訓練	
項目	時間数	実施すべき場合																																																																			
1. 放射線の人体に与える影響	30分間以上	その者を放射線業務従事者に指定しようとするとき																																																																			
2. 設備、機器及び核燃料物質等の安全取扱い	4時間以上																																																																				
3. 核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律及び関係法令	1時間以上																																																																				
4. 原子炉施設保安規定（非常の場合に採るべき措置を含む）	30分間以上																																																																				
分類	項目	時間数 ^{*1}	実施すべき場合																																																																		
緊急作業についての教育	1. 緊急作業の方法に関する知識（放射線防護措置の教育を含む。）	3時間以上	その者を緊急作業従事者に選定しようとするとき及び教育実施後に変更が生じた場合には随時 ^{*2}																																																																		
	2. 緊急作業で使用する施設及び設備の構造及び取扱いの方法に関する知識	2時間以上																																																																			
	3. 放射線の生体に与える影響、健康管理の方法及び被ばく量の管理の方法に関する知識	1時間以上																																																																			
	4. 関係法令	30分間以上																																																																			
資格・経験等	免除等の適用																																																																				
1. 事業所内各施設において、直近の3年間に一部あるいは全ての指定教育を受けた者。	別表第7に定める項目のうち当該項目の免除																																																																				
2. 事業所内各施設において、直近の3年間で1ヶ月以上放射線業務に従事した者。																																																																					
3. 以下に示す特定の資格を有する者 原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者（第1種、第2種）、X線作業主任者、作業環境測定士（放射線物質）、診療放射線技師	別表第7の項目1.及び項目3.に定める項目の免除及び項目2.に定める項目の簡略化																																																																				
4. 大学、高等専門学校、専修学校の原子力専門課程を卒業した者																																																																					
5. 放射線防護に関する特定の研修を受けた者																																																																					
6. 教育歴又は原子力施設における作業従事経験等から、上記と同等の知識を有すると、施設管理統括者が認める者。																																																																					
対象者	免除の適用																																																																				
1. 事業所内各施設において、選定教育を受けた者	別表第7の2に定める教育内容と同等以上と認められる教育を受けた者について、その受講内容に応じた教育を免除																																																																				
2. 他の事業所において、選定教育を受けた者																																																																					
(1) 総合的な訓練																																																																					
項目	実施頻度																																																																				
非常の場合に採るべき措置についての総合的な訓練	年1回以上																																																																				
(2) 避難、通報訓練																																																																					
項目	実施頻度																																																																				
1. 避難訓練	年1回以上																																																																				
2. 通報訓練																																																																					

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

技術的能力

許可基準規則・解釈	審査の視点・確認事項	HTTR 審査書	申請書・まとめ資料	
			第3表 高温工学試験研究炉部における研修派遣者数 (平成30年4月1日現在)	
			経験年数	技術者数(人)
			原子力人材育成センター	
			一般課程	1
			基礎過程	16
			原子力入門講座	6
			原子炉工学専門課程	3
			原子炉工学特別講座	8
			原子炉理論短期講座	6
			核燃料短期講座	4
			合計	44

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。