

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区） 高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査の状況及び 今後の審査方針案について

令和 3 年 5 月 2 6 日
原子力規制庁

1．これまでの経緯

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「申請者」という。）から、平成 29 年 3 月 30 日付けで高速実験炉原子炉施設（以下「常陽」という。）の設置変更許可申請書が申請された。当該申請では、常陽の原子炉熱出力を既許可の 140MW から 100MW に変更するとしながらも、既設の設備及び安全評価は既許可から変更せず、多量の放射性物質等を放出する事故（以下「bdba」という。）対策も不十分であったため、申請者に対して申請内容の補正を求めた（参考 1 及び参考 2）¹。

その後、平成 30 年 10 月 26 日付けでなされた一部補正では、炉心燃料集合体の最大装荷体数の削減などにより設備設計と原子炉熱出力を整合させるとともに、深層防護の考え方に基づいた bdba 対策等を内容とする変更がなされたことから、審査を再開し、審査会合を通じて申請内容の確認を進めてきたところ。

2．これまでの審査会合で説明を受けた主な内容及び論点

常陽の新規制基準適合性審査の進捗状況を別表に示す。

このうち、これまで審査会合等を通じて申請者から説明を受けたもののうち、審査チームとして論点と考えられる事項について、その主な内容及び論点を別紙 1 のとおり整理した。

今後、常陽の新規制基準適合性審査を進めていくに当たり、整理した論点に基づき、審査チームとして、別紙 2 のとおり今後の審査方針案を作成したことから、原子力規制委員会にお諮りするものである。

3．今後の審査の進め方

今後の審査方針案をご了解いただいた場合には、審査会合で申請者に審査方針を伝達した上で、今後の審査を進めることとしたい。

¹ 平成 29 年 4 月 26 日 第 6 回原子力規制委員会にて説明。

別紙 1 : 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査に係る審査会合で説明を受けた主な内容及び論点

別紙 2 : 高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査の今後の審査方針案

参考 1 : 平成 29 年 4 月 26 日 第 6 回原子力規制委員会議事録(抜粋)

参考 2 : 平成 29 年 5 月 22 日審査会合資料(審査チーム提示資料) 日本原子力研究開発機構高速実験炉原子炉施設(常陽)の新規制基準適合性審査について

参考 3 : 発電用原子炉施設と試験研究用等原子炉施設の要求事項の主な違い

別 表 : 審査進捗状況表 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速実験炉原子炉施設「常陽」 設置変更許可申請(新規制基準適合性)に係る審査状況【令和 3 年 5 月 2 6 日時点】

別紙 1

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区） 高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査に係る 審査会合で説明を受けた主な内容及び論点

これまで審査会合等を通じて申請者から説明を受けたもののうち、審査チームとして論点と考えられる事項について、その主な内容及び論点を以下のとおり整理した。

なお、条番号については、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」(平成25年原子力規制委員会規則第21号。以下「許可基準規則」という。)のものである。

1. 耐震重要施設の地盤の支持・変形（第3条関係）

(1) 要求内容

第3条第1項及び第2項の規定では、耐震重要施設を設置する地盤に対して、基準地震動が作用した場合においても十分に支持することができる地盤に設置すること

変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置すること

を要求している。

(2) 説明を受けた主な内容

申請者は、第3条第1項に関する基準地震動に対する基礎地盤の安定性評価のうち、基礎地盤のすべり安全率については、主冷却機建物に対して、地盤強度のばらつき等を考慮すると最小で1.3となり、評価基準値1.5を下回っているため、抑止杭を設置することによる補強対策をとることで、すべり安全率の評価基準値を満足する設計方針であるとしている。また、すべり安全率評価に当たって、地下水位はT.P.+6.7mを基本として設定し、その変動を考慮した地表面（約T.P.+38m）での設定についても評価している。

(3) 審査チームとして論点と考えられる事項

申請者から受けた説明に対して、審査チームからは以下の事項を指摘し、対応を求めた。

抑止杭¹については、その耐震設計方針（第4条）を踏まえて審議、確認する必要がある。また、抑止杭を設置することは、周辺地盤の挙動にも影響を与え、基礎地盤に関する評価だけでなく、周辺地盤の変状（第3条第2項）についても影響を

¹ 抑止杭については、第305回審査会合（令和元年10月7日）において、耐震重要度分類Sクラス施設として耐震設計方針を示すことに説明された。

与える可能性がある。よって、抑止杭の耐震設計方針及び抑止杭の設置による地盤への影響の有無を説明すること。

地下水位については、耐震重要施設の地盤に関する評価（液状化影響を含む。）だけではなく、抑止杭及び主冷却機建物の耐震設計方針にも影響する可能性がある。解析用地下水位は、常陽における施設設置範囲南側での観測点1点による2年半という短期間での観測結果を基に設定（T.P.+6.7m）していることから、より広範に分布する複数の観測点による観測データをより長期間にわたって示し、地下水位設定の根拠について説明性の向上を図ること。また、隣接する夏海湖（人造湖：湖底位置で約T.P.+23m）による地下水位への影響の有無も説明すること。

これに対し、申請者は、については、今後審査会合において説明する旨を示しており、については審査会合において以下のとおり説明している。

大洗研究所敷地内における複数の観測点による長期間（合わせて約6年）の地下水位観測記録より、常陽の耐震重要施設の設置範囲における観測水位は平均してT.P.+6.0m程度であり、その変動量は年間で約1m程度であることを確認している。なお、夏海湖は他の原子炉施設（JMTR）の冷却水を主とした用水確保のために造成した人造湖であり、水位が約T.P.+29mとなるように取水及び排水を行うとともに、透水性の低い材料で覆われ遮水されているため、夏海湖が地下水位に影響するものではないとしている。

審査チームは、確認できた地下水の状況を踏まえ、抑止杭の耐震設計方針を確認するとともに、解析用地下水位の設定を含め第3条第1項及び第2項に対する要求内容については、今後の審査において確認していく。

2. 火災による損傷の防止（第8条関係）

（1）要求内容

第8条の規定は、試験研究用等原子炉施設に対して、

火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備（以下「消火設備」という。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならないこと

消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならないことを要求している。

（2）説明を受けた主な内容

申請者は、常陽の火災による損傷の防止に係る設計方針について、以下のとおりとしている。

原子炉の安全停止に必要な機器、放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに必要な機器及び使用済燃料の冠水等に必要な機器等を安全機能の重要度分類に基づき選定し、当該機器を火災防護対象機器とする。また、火災防護対象機器を駆動又は制御するケーブルを火災防護対象ケーブルとする。

一般火災（ナトリウム燃焼を除く。）に対する火災防護措置としては、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火、並びに火災の影響軽減の3つの防護措置のいずれかを組み合わせた火災防護措置を講じるとし、それぞれの措置は、「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」（平成25年6月19日原規技発第1306195号原子力規制委員会決定）に基づき実施する。

ナトリウム燃焼に対する火災防護措置としては、ナトリウムを内包する配管及び機器からのナトリウム漏えいを防止するため、耐震重要度Bクラス以下の配管及び機器については、基準地震動による地震力に対して損傷しない設計とする。その上で、ナトリウムの漏えい感知、ナトリウム燃焼の消火及び影響軽減を適切に組み合わせた防護措置を講じる。

（3）審査チームとして論点と考えられる事項

空気雰囲気へのナトリウム漏えいによるナトリウム燃焼については、一般火災と異なり、消火活動に水を用いることができないことから、窒息消火とその後のナトリウムの冷却が基本となる。ナトリウム燃焼には、一般火災と比べて、以下の特有の事象がある。

ナトリウム燃焼時の火炎は短く、爆発的な燃焼を生じるものではないが、化学的に活性で人体に有害な刺激性の酸化ナトリウム等のエアロゾルが多量に発生する。ナトリウムが燃焼した後に残る燃焼残渣は、表面に酸化ナトリウム等の燃焼生成

物を有し、内部に未燃焼の金属ナトリウムと燃焼生成物が混在した状態で存在するため、表面の燃焼生成物を除去した場合には、再燃焼の可能性がある。このため、燃焼残渣の再燃焼を防止するためには、ナトリウムの十分な温度低下及び表面の燃焼生成物の安定化や特殊化学消火剤の散布が必要となる。

酸化ナトリウム等のナトリウム化合物環境下においては、鋼製材料の構造材とナトリウムが複合酸化物を生成して鉄の溶融を生じることから、プラント健全性に対する影響が大きい。

以上のことから、ナトリウム燃焼は、発生防止が重要であり、仮に発生した場合でも極力小規模の段階で消火することが重要である。また、想定されるナトリウム燃焼に対しては、上記 から のナトリウム燃焼特有の事象に注目した措置が必要となる。

そこで、審査チームは、ナトリウム燃焼について、許可基準規則で要求している、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の3つの防護措置のいずれかの組合せでは不十分であり、3つの防護措置全てが必要と考えている。

3. 炉心等（第 32 条関係）

（ 1 ）要求内容

第 32 条の規定は、試験研究用等原子炉施設に対して、

原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、試験研究用等原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならないこと

炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に試験研究用等原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料の許容設計限界を超えないものでなければならないこと

燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、試験研究用等原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならないこと

燃料体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における試験研究用等原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする
こと、また、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないこと

を要求している。

（ 2 ）説明を受けた主な内容

申請者は、原子炉熱出力を MK- 炉心の 140MW から新たに MK- 炉心の 100MW に低減するに当たり、以下のとおり、原子炉熱出力を設備設計と整合させるとしている。

- a. 炉心燃料集合体の最大装荷体数を 85 体から 79 体に削減する。
- b. MK- 炉心の 140MW から最大過剰反応度を削減し、MK- 炉心の 100MW 炉心でサイクル運転（60 日）末期に過剰反応度がゼロとなることを想定し、燃焼補償、温度・出力補償及び運転余裕を積み上げ、最大過剰反応度（0.035 k/k（100 時））を設定する。
- c. 炉心燃料集合体の最大装荷体数、最大過剰反応度、反応度制御能力、反応度停止余裕、最大反応度添加率、反応度係数を核的制限値等として新たに設定する。
また、これを遵守するため、炉心燃料集合体、照射燃料集合体、制御棒等の装荷範囲及び装荷体数の炉心構成要素配置等を制限する。

その上で、許可基準規則の要求内容に対して、以下のとおりとしている。

炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさ等を考慮し、ドップラ係数、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数、炉心支持板温度係数、ナトリウムボイド反応度の各反応度係数が負となるように制限値として規定する。また、既許可の原子炉停止系（6 本）を、主炉停止系（4 本）及び後備炉停止系（2 本）に分けて多重化する。

定格出力時における熱的制限値として燃料最高温度（2350 ）及び被覆管最高温度（620 ） 燃料の許容設計限界（熱設計基準値）として燃料最高温度（2650 ）、被覆管最高温度（840 ）及び冷却材最高温度（910 ）を設定する。その上で、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、燃料の許容設計限界を超えないように、通常運転時における熱的制限値を満たすように設計する。

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、燃料ペレットが溶融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないようにするため、熱設計基準値を超えない設計とする。

燃料体の設計については、既許可から要求事項に変更はなく、基準要求に適合するものである。

（3）審査チームとして論点と考えられる事項

審査チームは、現時点において、第32条の要求内容についての論点はないと考えている。

なお、設備設計の変更だけでなく、運転サイクルごとに設置変更許可で定めた核特性主要目を満足する燃料体炉内配置を確実に行う必要があるため、保安規定の審査において、その運用を改めて審査することとする。

4. 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）

（1）要求内容

第13条の規定は、試験研究用等原子炉施設に対して、

運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする

設計基準事故時において、

- a. 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
- b. 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
- c. 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

を要求している。

（2）説明を受けた主な内容

申請者は、平成30年10月26日付けの一部補正において、当初、第13条の要求内容について、以下のとおりとしていた。

原子炉熱出力を MK- 炉心の 140MW から MK- 炉心の 100MW に変更したことに伴い、改めて運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故（以下「設計基準事故等」という。）の評価を実施する。

「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」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」を参考にし、また、高速増殖原型炉もんじゅの審査知見も取り入れて設計基準事故等を選定する。具体的には、各審査指針に示される設計基準事故等を水冷却型研究炉、発電用軽水型原子炉及びナトリウム冷却型高速炉の3者で比較し、常陽の設備上の特徴や類似設備との比較により、設計基準事故等を選定する。その結果、設計基準事故として、「冷却材流路閉塞事故」及び「燃料取扱事故」を既許可から追加で選定する。

設計基準事故等の評価結果は、判断基準（被ばく評価を含む。）に適合する。

（3）審査チームとして論点と考えられる事項

申請者から受けた説明に対して、審査チームからは以下の事項を指摘し、対応を求めた。

常陽の深層防護の考え方に基づく設計基準事故等の事象選定の考え方が不明確であったことから、発電用原子炉施設を参考とし、常陽における深層防護の全体像の中で設計基準事故等の位置づけを示すこと。

ナトリウム冷却型高速炉については、許可基準規則及びその解釈において、直接

適用できる審査指針が示されていないことから、申請者は、水冷却型試験研究用原子炉施設の審査指針等を部分的に適用することで設計基準事故等を選定しているが、施設を構成する機器の故障モードや故障影響を基に体系的に分析し（FMEA：故障モード影響解析）、設計基準事故等の事象を改めて見直し、抜け漏れがないか再確認すること。

これに対し、申請者は、審査会合において、以下のとおり説明している。

常陽における深層防護の全体像を示し、深層防護の第2層として運転時の異常な過渡変化、第3層として設計基準事故を位置づけ、第2層又は第3層の防護措置が成立しない場合を想定し、第4層の多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止措置を講じる。

常陽の施設を構成する機器を対象にFMEAにより分析し、設計基準事故等の事象選定を一から見直した結果、故障影響によって生じる施設への変動のうち、比較的発生頻度が高く、故障影響程度が小さいものは設計又は運転管理により対応し、比較的発生頻度が低く、故障影響程度が大きいものは設計基準事故等で対応することとし、施設の故障モードの影響は、選定した設計基準事故等により代表できる。

審査チームは、以上を確認できたことから、現時点において、第13条の要求内容についての論点はないと考えている。

5. 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）

（1）要求内容

第53条の規定は、試験研究用等原子炉施設に対して、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（以下「BDBA」という。）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。

また、同条の解釈において、

事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮すること

具体的な事故としては、例えば、以下が挙げられる。

- a. 燃料体の損傷が想定される事故として、冷却材漏えい時の主冷却系統、補助系等による強制循環冷却の失敗、電源喪失時の冷却の失敗による燃料損傷事故等
- b. 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、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及び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

を要求している。

（2）説明を受けた主な内容

BDBA 事象選定について

許可基準規則解釈によれば、燃料体（炉心）の損傷が想定される事故の例示が、炉心の冷却に失敗する場合に限られており、その場合に要求される対策も限定的である。

しかし、ナトリウム冷却型高速炉に関する既往研究によれば、内の事象に対する確率論的リスク評価（PRA）により、原子炉停止機能喪失事象など炉心損傷頻度への寄与割合が無視できない事故シーケンスグループが分析されていることから、申請者は、既往研究成果を取り入れ、以下のとおり BDBA の事象選定を行っている。

- a. 炉心の著しい損傷が、炉心からの発熱の増加又は除熱の減少に起因する炉心の昇温により生じることに着目し、炉心の昇温に至る具体的な異常事象とその影響として生じるパラメータ変動を考慮して、異常事象を網羅的に抽出する。
- b. 異常事象ごとに、設計基準事故対処設備の原子炉停止機能及び冷却機能の喪失を重畳させるイベントツリーを展開し、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを抽出する。各事故シーケンスは、ナトリウム冷却型高速炉の特徴を考慮して、以下の7つの事象グループに類型化する。

）炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）

-) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)
 -) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)
 -) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)
 -) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)
 -) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)
 -) 局所的燃料破損 (LF)
- c. イベントツリーの展開により抽出した炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスが、常陽の出力運転時における内部事象を対象としたレベル 1PRA により得られた事故シーケンス全てを代表することを確認する。
- d. 諸外国のナトリウム冷却型高速炉で扱っている事象と比較、検討し、諸外国のナトリウム冷却型高速炉で考慮されている事象グループと共通性があることを確認する。また、一部の相違点についても検討し、常陽で想定した事象グループに反映する必要がないことを確認する。

BDBA 対策設備について

- a. 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に対応するため、設計基準事故対処設備の安全機能とは別に、原子炉停止機能、原子炉容器液位確保機能、冷却・除熱機能、放射性物質の閉じ込め機能に係る BDBA 対策設備を配備する (一部新設)。
- b. 原子炉停止機能喪失対策としては、既設の原子炉停止系制御棒 (6 本) について、主炉停止系制御棒 (4 本) 及び後備炉停止系制御棒 (2 本) に分けた多重化対策を講じることとし、後備炉停止系制御棒を BDBA 対策設備として位置づける。また、設計基準事故対処設備である主炉停止系に対して、後備炉停止系の原子炉トリップ信号及び論理回路は多様性を確保した設計とする。
- c. 原子炉容器液位確保機能喪失対策としては、原子炉容器の外側に設置している既設の安全容器により、原子炉容器及び接続配管からのナトリウムを保持することで原子炉容器内のナトリウム液位を確保する設計とする。また、安全容器外での配管破損によるナトリウム漏えいに対しては、既設のサイフォンブレイク弁により破損系統を隔離し、原子炉容器内のナトリウム液位を確保する設計とすることにより、設計基準事故対処設備との多様性を確保した設計とする。
- d. 冷却・除熱機能喪失対策としては、既設の補助冷却設備による強制循環冷却又は 1 次主冷却系による自然循環により炉心を冷却し、崩壊熱を除去できる設計とすることにより、設計基準事故対処設備との多様性を確保した設計とする。
- e. 放射性物質の閉じ込め機能としては、熔融炉心が 1 次主冷却系による強制循環で冷却可能な場合は、原子炉容器内に閉じ込める設計とする。熔融炉心が原子炉容器を損傷する場合には、安全容器内で閉じ込め、冷却する設計とする。ま

た、原子炉容器上部の回転プラグから放射性物質を含む1次冷却材ナトリウムが噴出する場合には、原子炉格納容器により閉じ込める設計とすることにより、設計基準事故対処設備との多様性を確保した設計とする。

炉心損傷防止措置の有効性評価について

上記で選定した7つの事象グループから、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(平成25年6月19日原規技発第13061915号原子力規制委員会決定)を参考に、発電用原子炉施設と同様の着眼点により、評価事故シーケンスを選定して、炉心損傷防止措置の有効性を評価する。

原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価について

- a. ナトリウム冷却型高速炉については、原子炉格納容器の破損を含む包括的解析やレベル1.5PRA評価の実施例は数少なく、発電用原子炉施設における原子炉格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている原子炉格納容器破損モードは存在しない。
- b. 常陽においては、原子炉格納容器破損モードを想定した上でそれぞれの破損モードに照らして評価の対象とする事故シーケンスを選定するのではなく、炉心損傷防止措置の有効性評価のために選定した全ての評価事故シーケンスを対象として、炉心損傷防止措置で講じた対策機器のうち1つが機能しないことを仮定して、原子炉格納容器破損防止措置の有効性を評価する。

解析コードの妥当性について

原子炉格納容器破損防止措置の有効性を評価するためには、全炉心溶融状態における炉心物質の配位の変化や出力履歴を取り扱える解析コードが必要になる。このため、申請者は、ナトリウム冷却型高速炉の崩壊炉心の多次元核熱流動挙動を総合的かつ機構論的に解析する手法としてSIMMERコードを開発し、体系的な検証及び妥当性確認を行った結果、常陽における原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に十分適用できるものと判断している。

BDBA対策の手順、要員、資機材の整備について

今後の審査において確認していく。

(3) 審査チームとして論点と考えられる事項

申請者は、BDBAの事故シーケンスの抽出の過程において、炉心流量喪失と原子炉停止機能喪失の重畳や除熱源喪失と原子炉停止機能喪失の重畳のように、複数の安全機能喪失を重畳させた事故シーケンスを選定しているが、審査チームとして

は、ナトリウム冷却型高速炉に関する既往研究や安全上の特徴を踏まえた事象が抜け漏れなく選定されていることを確認する必要があると考えている。

原子炉停止機能喪失(主炉停止系制御棒挿入失敗)時の炉心損傷防止措置として、後備炉停止系制御棒を用いるとしている。当該後備炉停止系制御棒は、原子炉トリップ信号及び論理回路は多様化しているものの、制御棒及びその急速挿入メカニズムは主炉停止系制御棒と同じ構造であるため、停止系としては多重化したものと考えられる。したがって、審査チームとしては、主炉停止系制御棒の挿入に失敗した状態において、同じ構造である後備炉停止系制御棒の動作に高い信頼性を期待できるかを確認する必要があると考えている。

また、炉心損傷後の炉内挙動と原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価において、解析コードによる解析結果を基に措置の有効性を評価しているが、一部の解析コード(特にSIMMERコード)については、小規模な模擬実験等による検証が行われているだけであり、実スケールに近い実機模擬の実験データによる検証がなされていない。したがって、審査チームとしては、不確かさが大きい現象を取り扱う場合や解析コードが検証された適用範囲を超える場合には、措置の有効性を判断するために慎重な見極めと議論を要すると考えている。

6. 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への対応について

(1) 要求内容

試験研究用等原子炉施設には、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試験研究用等原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）に対する対応を要求していない。²

審査チームとしては、大規模損壊により炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合、敷地外への放射性物質の放出を抑制する対策（以下「大規模損壊対策」という。）について、平成 29 年 5 月 22 日の審査会合において指摘事項（参考 2）を示した。

(2) 説明を受けた主な内容

申請者は、当初、審査チームからの指摘事項について、以下のとおりとしていた。

BDBA 事象を超える複数の安全機能を喪失する損壊や、冷却材ナトリウムの大規模な漏えいが発生した場合等を仮想的に想定し、施設外への放射性物質の放出抑制対策を講じる。

具体的には、原子炉格納容器上部に仮設カバーシートを展開し、放射性物質の放出を抑制すること、可搬式放水設備による風下への放水により原子炉建物に放水がかからないようにして放射性物質の放散を抑制すること、及びナトリウム燃焼に対しては特殊化学消火剤の散布により消火することを計画している。

(3) 審査チームとして論点と考えられる事項

審査チームは、大規模損壊対策を審査する前提として、常陽における核分裂生成物の炉内蓄積量及び大規模損壊時の放射性物質の環境への放出の考え方を整理するように求めた。

これに対し、申請者は、審査会合において、以下のとおり説明している。

常陽の炉内蓄積量を最大で見積もっても、発電用原子炉（中規模な熱出力の 3 ループ PWR プラント）と比較した場合³、希ガスは約 1/20、よう素や Cs-137 は約 1/30 と相対的に少ないと評価する。

² 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」において、大規模損壊に対する対応を要求しているが、試験研究用等原子炉施設には適用されない。

³ 常陽については、全燃料が燃料要素最高燃焼度（90000MWd/t）に達するものとした保守的な炉内蓄積量としており、発電用原子炉については、平衡炉心で運転サイクル末期の炉内蓄積量と比較している。

大規模損壊における最大規模の Cs-137 の放出量を見積もるため、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061918 号原子力規制委員会決定)を参考に、Cs-137 の放出量を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とした場合の放出量を評価したところ⁴、Cs-137 の放出量は約 83TBq であり、100TBq⁵を下回った。

さらに、常陽の冷却材であるナトリウムの化学的性質として、Cs 類に対する保持性を一定程度有しており、また、常陽の事故時の冷却材挙動は比較的穏やかであり、ナトリウム界面から蒸発した Cs 類の構造材等への沈着挙動を考慮すれば、Cs 類の大気への放出低減効果が十分に期待できることから、大規模損壊時においても大気への放出量は、上記の放出量より更に小さくなると考えられる。

審査チームとしては、平成 29 年 5 月 22 日の審査会合において大規模損壊対策を求めたところではあるが、そもそも許可基準の要求事項として規定していないものであり、上記の確認内容も踏まえ、規制として大規模損壊対策の必要性を判断する必要があると考えている。

⁴ 標準平衡炉心で運転サイクル末期における炉内蓄積量に対して、ガイドに示す Cs 類の大気放出割合(2.13%)を乗じて求めたもの。

⁵ 「実用発電用原子炉施設に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」において、「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめる」指標である、Cs-137 の放出量が 100TBq による。

別紙 2

高速実験炉原子炉施設「常陽」の新規制基準適合性審査の今後の審査方針案

1. 火災による損傷の防止（第8条関係）

「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(平成25年原子力規制委員会規則第21号。以下「許可基準規則」という。)では、「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」ことを要求している。すなわち、試験研究用等原子炉施設については、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の措置を、それぞれ「必要に応じて」組み合わせるという設計対応を許容している。この場合において、ナトリウム燃焼については、その特有の危険性を考慮すると、3つの防護措置の組み合わせでは不十分であることから、3つの防護措置全てが必要と考える。

常陽のナトリウム燃焼に対して、必要な3つの防護措置として、具体的に、以下の(1)から(8)を求めることとしたい。

(1) ナトリウム漏えいの防止

ナトリウムを内包する配管及び機器については、耐震設計上の重要度分類Sクラス又は基準地震動による地震力によって破損を生じない設計であること。ここで、「基準地震動による地震力によって破損を生じない設計」とは、耐震設計上の重要度分類B, Cクラスに分類される機器であっても、設計上の裕度を考慮することや設備の耐震補強等により、基準地震動による地震力に対して耐震性を有すると評価できるものをいう。

(2) ナトリウム漏えいの検知

ナトリウムを内包する配管及び機器の一系統における単一の機器の破損(他の系統及び機器は健全なものと仮定)を想定し、ナトリウムの漏えいを早期に検知できる検出器(以下「漏えい検出器」という。)を設置すること。また、その設置に当たっては、以下を含めること。

漏えい検出器の誤作動を防止するための方策を講じること。

外部電源喪失時に機能を失わないように、電源を確保する設計であること。

中央制御室で必要な監視ができる設計であること。

(3) ナトリウム漏えい発生時の燃焼抑制

ナトリウム漏えい発生時に、空気雰囲気でのナトリウム燃焼を抑制できる設計とすること。ここで、「ナトリウム燃焼を抑制できる設計」とは、例えば、配管を二重構造にして漏えいしたナトリウムをその間隙に保持すること、ナトリウム漏えいが

発生する区画を窒素雰囲気で維持する等の不活性化を行うこと、ナトリウム漏えいが発生した系統のナトリウムを緊急ドレンにより早期に排出してナトリウムの漏えい量を低減すること等の設計である。

(4) ナトリウム燃焼の感知

ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウム燃焼を早期に感知できる設計とすること。ここで、「ナトリウム燃焼を早期に感知できる設計」とは、火災防護対象機器（火災防護対象ケーブルを含む。以下同じ。）を設置する火災区域又は火災区画において、「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19日原規技発第1306195号原子力規制委員会決定。以下「火災防護基準」という。）の「火災感知設備」に要求される事項に適合する感知設備を設置することをいう。その際、当該感知設備は、(2)の漏えい検出器と兼用しても差し支えない。

また、火災防護対象機器を設置しない区画におけるナトリウム燃焼についても、早期に感知できるように、火災防護基準の「火災感知設備」を参考とした感知設備を設置すること。

(5) ナトリウム燃焼の消火

ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウム燃焼を早期に消火できる設計とすること。ここで、「ナトリウム燃焼を早期に消火できる設計」とは、火災防護基準の「消火設備」に要求される事項（ただし、「消火剤に水を使用する消火設備」は除く。）に適合する設備を設置することをいう。また、要員による消火活動に期待する場合は、ナトリウム燃焼の特殊性を踏まえ、要員の安全確保に必要な防護服、防護マスク、携帯用空気ボンベ等必要な資機材の配備を行うこと。

(6) ナトリウム漏えい時の燃焼影響評価

ナトリウムが漏えいした場合のナトリウムの漏えい量、及び漏えいしたナトリウム燃焼の影響を評価すること。評価に当たっては、以下によること。

破損を想定する機器は、配管（容器の一部であって、配管形状のものを含む。以下同じ。）とする。また、破損の想定に当たっては、一系統における単一の機器の破損（他の系統及び機器は健全なものと仮定）を想定する。

常陽の冷却材であるナトリウムは、低圧でサブクール度が大きいいため、配管の破損想定は低エネルギー配管相当と考え、配管内径の1/2の長さと同程度の幅を有する貫通クラックからの漏えいとする。

漏えいを検出する機能が設置され、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、漏えい停止機能を考慮することができる。この漏えい停止機能を期待する場合は、停止までの漏えい継続時間を考慮してナトリウムの

漏えい量を求める。

配管が二重構造設計である場合は、内管の損傷によるナトリウム漏えいを外管により保持する機能に期待することができる。

ナトリウムの漏えい区画が不活性ガス雰囲気である場合はナトリウム燃焼を防止できるが、漏えいしたナトリウムの除去の際など、当該区画の不活性化環境を解除する場合も考慮し、ナトリウム燃焼の影響を評価する。

(7) ナトリウム燃焼の影響軽減

上記(6)で評価したナトリウム燃焼の影響を考慮し、火災防護対象機器を設置する火災区域又は火災区画内の火災及び隣接する火災区域又は火災区画におけるナトリウム燃焼による影響に対し、火災の影響軽減のための措置を講じた設計であること。ここで、「火災の影響軽減のための措置を講じた設計」とは、火災防護基準の「火災の影響軽減」に要求される事項に適合する設計であることをいう。

(8) ナトリウムと構造材との反応の防止

高温のナトリウムとコンクリートが接触すると、当該ナトリウムとコンクリート中の水分及び反応生成物とコンクリート成分の反応が生じるため、これを防止する設計とすること。ここで、「これを防止する設計」とは、例えば、コンクリート床面に鋼製のライナを敷設することや、配管周辺に受樋を設置することにより、ナトリウムとコンクリートの接触を防止すること等の設計であることをいう。その際、鋼製ライナや受樋の設計にあっては、ナトリウム燃焼に伴い鋼製材料の腐食が生じることを考慮した厚さとする。

2．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）

許可基準規則では、多量の放射性物質等を放出する事故（以下「BDBA」という。）について、試験研究用等原子炉施設に対して、「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、その解釈において具体的な事故を例示している。

しかし、許可基準規則解釈によれば、燃料体（炉心）の損傷が想定される事故の例示が、炉心の冷却に失敗する場合に限られており、その場合に要求される対策も限定的である。また、許可基準規則及びその解釈には、炉心の損傷が想定される事故を防止するための措置の有効性を判断するための評価項目を規定していない。

一方、ナトリウム冷却型高速炉に関しては、内的事象に対する確率論的リスク評価（PRA）により、原子炉停止機能喪失事象など炉心損傷頻度への寄与割合が無視できない事故シーケンスグループが分析されていることから、許可基準規則解釈で要求している事故の選定では不十分であると考えられる。

これを踏まえ、常陽における BDBA の選定及びその措置については、以下の（1）から（6）を求めることとしたい。

（炉心の著しい損傷の防止）

（1）炉心の著しい損傷に至る可能性のある BDBA 事象の選定

常陽について、第53条の「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」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器が、その安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の（a）～（c）の事故シーケンスグループ（以下「想定する事故シーケンスグループ」という。）とする。

（a）設計基準事故対処設備の安全機能喪失の組み合わせによる分類

想定する事故シーケンスグループは、施設に異常事象（運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故を含む。）が発生した際に、常陽の安全機能として要求される以下の から の機能の成功／失敗の組み合わせによってイベントツリーを展開し、当該原子炉が到達すると考えられる状態として分類すること。

原子炉停止機能

異常事象が発生した場合に、原子炉の停止に失敗すると、原子炉容器液位確保に成功した場合であっても、原子炉出力に対する炉心流量が確保できずに原子炉の冷却に失敗した場合には、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

原子炉容器液位確保機能

原子炉停止に成功した場合であっても、原子炉容器のナトリウム液位が、崩壊熱を除去するための機器に通じる配管高さを下回る場合、崩壊熱の除去が不可能となり、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

原子炉冷却機能及び崩壊熱除去機能

原子炉停止に成功した場合であっても、原子炉冷却及び崩壊熱除去に失敗した場合には、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

上記の分類の結果として得られる、常陽において想定する事故シーケンスグループには、ナトリウム冷却型高速炉において炉心の著しい損傷に至る可能性が考えられる、以下に示す5つの事故シーケンスグループを含めること。

- ・炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）
- ・過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）
- ・除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）
- ・原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）
- ・原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）

(b) 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓の反映

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、以下に示す事故シーケンスグループを含めること。

- ・全交流動力電源喪失（SBO）

(c) ナトリウム冷却型高速炉の従来知見の反映

ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体は、燃料要素の線出力密度が高く、正三角格子状に稠密に配列していることから、燃料集合体入口あるいは内部で冷却材流路が閉塞すると局所的な冷却材沸騰や被覆管破損（以下「局所的燃料破損」という。）を引き起こすおそれがある。また、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」（昭和55年11月6日原子力安全委員会決定）においても事故の一つとして示されている。このため、局所的燃料破損が生じた場合の破損拡大と検出性、万一損傷範囲が拡大した場合の影響と事象終息性を評価することを目的として、以下に示す事故シーケンスグループを含めること。

- ・局所的燃料破損（LF）

(2) 炉心の著しい損傷を防止するための措置

第53条の「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」とは、以

下に掲げる要件を満たすものであること。

(a) 具体的な防止措置

原子炉停止機能喪失事象

想定する事故シーケンスグループのうち、主炉停止系制御棒の挿入に失敗し、設計基準事故対処設備の原子炉停止機能が喪失した事象について、炉心の著しい損傷を防止するための措置とは、例えば、主炉停止系制御棒とは異なる停止系である後備炉停止系制御棒を整備することをいう。

後備炉停止系制御棒を整備する場合は、想定されるbdba事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認する。

ここで、「異なる停止系」とは、代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止系用論理回路、後備炉停止系制御棒その他必要な設備を含め、設計基準事故対処設備の主炉停止系から独立した設備を整備することをいう。

原子炉容器液位確保機能喪失事象

想定する事故シーケンスグループのうち、原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器又は配管（補助冷却系を含む。）が損傷し、かつ1次冷却材の漏えいを防止するリークジャケット又は二重管の外管も損傷し、設計基準事故対処設備の原子炉容器液位確保機能が喪失した事象について、炉心の著しい損傷を防止するための措置とは、例えば、

- ・原子炉容器又は配管の外周に施設する安全容器により、系統から漏えいした冷却材ナトリウムを保持し、原子炉容器の液位を確保する
- ・安全容器外で発生した配管からの漏えいに対してサイフォンブレイク弁の開操作により系統からの漏えいを抑制し、原子炉容器の液位を確保する

等の設計である。

サイフォンブレイク弁の開操作に期待する場合は、外部電源喪失時に機能を失わない設計及び中央制御室から容易に操作できる設計とし、想定されるbdba事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認する。

原子炉冷却機能及び崩壊熱除去機能喪失事象

- 1 原子炉冷却機能喪失事象

想定する事故シーケンスグループのうち、ポニーモータによる1次主循環ポンプによる強制循環冷却に失敗し、設計基準事故対処設備の冷却機能が喪失した事象について、炉心の著しい損傷を防止するための措置とは、例えば、

- ・1次主冷却系の冷却材ナトリウムの自然循環により、原子炉を冷却する

・ 1次補助冷却設備の電磁式循環ポンプの強制循環により、原子炉を冷却する等の設計である。

1次補助冷却設備に期待する場合は、外部電源喪失時に機能を失わない設計及び中央制御室から容易に操作できる設計とし、想定されるbdba事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認する。

- 2 崩壊熱除去機能喪失事象

想定する事故シーケンスグループのうち、2次主冷却系の自然循環冷却に失敗し、設計基準事故対処設備の崩壊熱除去機能が喪失した事象について、炉心の著しい損傷を防止するための措置とは、例えば、

・ 2次補助冷却設備の電磁式循環ポンプの強制循環により、補助冷却器及び送風機を介して崩壊熱を除去する等の設計である。

2次補助冷却設備に期待する場合は、外部電源喪失時に機能を失わない設計及び中央制御室から容易に操作できる設計とし、想定されるbdba事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認する。

(b) 原子炉格納容器の機能に期待することが困難な場合の措置

想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止するための措置に有効性があることを確認すること。

(3) 炉心の著しい損傷を防止するための措置の有効性について

上記(2)(a)の「炉心の著しい損傷を防止するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認する」及び(b)の「炉心の著しい損傷を防止するための措置に有効性があることを確認する」とは、防止措置の有効性評価において、以下の評価項目を満足することを確認することをいう。

(a) 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。

具体的には、以下の要件を満たすものであること

燃料ペレットが溶融しないこと

事象発生時の急速な温度上昇により被覆管が破損しないこと

冷却材であるナトリウムが沸騰しないこと

(b) 原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力が、設計圧力又は限界圧力を下回ること

(c) 原子炉冷却材バウンダリにかかる温度が、設計温度又は限界温度を下回ること

(d) 上記(b)及び(c)において、限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと

(原子炉格納容器の破損の防止)

(4) 原子炉格納容器の破損に至る可能性のあるbdba事象の選定について

ナトリウム冷却型高速炉では、炉心の著しい損傷に至り、燃料が移動した場合に、即発臨界を超過するポテンシャルを有するため、再臨界及び再臨界による機械的エネルギー放出に対する対策が必要である。

また、ナトリウム冷却型高速炉については、原子炉格納容器の破損を含む包括的解析やレベル1.5PRA評価の実施例は数少なく、発電用原子炉施設における原子炉格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている原子炉格納容器破損モードは存在しない。

このため、常陽については、上記(1)の想定する事故シーケンスグループを対象として、炉心の著しい損傷を防止するために有効性があると確認された対策設備のうち、当該対策設備の1設備が機能しないことを仮定して炉心の著しい損傷に至ったのち、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する措置に有効性があることを確認することとする。

なお、炉心の著しい損傷に至ったのち、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある事象としては、以下の2類型が考えられる。

(a) 原子炉停止機能喪失型

後備炉停止系制御棒の挿入に失敗し、炉心の著しい損傷に至ったのち、原子炉容器の破損、安全容器の破損、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。

(b) 崩壊熱除去機能喪失型

原子炉の自然循環冷却又は補助冷却設備による強制循環冷却に失敗し、炉心の著しい損傷に至ったのち、原子炉容器の破損、安全容器の破損、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。

(5) 原子炉格納容器破損を防止する措置の有効性について

上記(4)の「有効性があることを確認する」とは、防止措置の有効性評価において、以下の評価項目を満足することを確認することをいう。

(a) 溶融炉心物質を原子炉容器内で安定的に冷却し、原子炉容器内に閉じ込めること。
その際、原子炉容器にかかる圧力及び温度が、それぞれ設計圧力又は限界圧力並びに設計温度又は限界温度を下回ること

(b) (a)が成立しない場合には、原子炉容器外に漏れいした溶融炉心物質及びナトリウムが原子炉容器の外側に設置される安全容器により保持され、溶融炉心物質が安定的に冷却されること。その際、安全容器にかかる圧力及び温度が、それぞれ設計圧力又は限界圧力並びに設計温度又は限界温度を下回ること

- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が、設計圧力又は限界圧力並びに設計温度又は限界温度を下回ること
- (d) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。具体的には、Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていること
- (e) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること
- (f) 溶融炉心物質の集積により再臨界を生じたとしても、(a)又は(b)の要件を満足すること
- (g) 原子炉格納容器内の空気雰囲気中に漏れいしたナトリウムの燃焼が生じたとしても、(c)及び(e)の要件を満足すること
- (h) 上記(a)、(b)及び(c)において、限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと

(6) 解析コードの取扱いについて

炉心の著しい損傷後の事象進展評価に用いる解析コードについては、実験等を基に検証され、適用範囲が適切な解析コードを用いる。ただし、不確かさが大きい現象を取り扱う場合や解析コードが検証された適用範囲を超える場合には、感度解析により不確かさが解析結果に与える影響の範囲を確認することや、合理的に考えられる保守的な物理モデルにより解析対象とする事象を代表し、保守的な物理モデルから得られた解析結果を基に、防止措置の有効性を判断する。

3. 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への対応

常陽については、全炉内蓄積量が発電用原子炉（中規模な熱出力の 3 ループ PWR プラント）と比較しても相対的に少ないこと、長期的な環境影響の観点から Cs-137 に着目し、大気への放出割合として、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とした場合の放出量を評価したとしても 100TBq を下回ること、また、常陽の冷却材であるナトリウムの化学的性質として、Cs 類に対する保持性を一定程度有しており、また、常陽の事故時の冷却材挙動は比較的穏やかであり、ナトリウム界面から蒸発した Cs 類の構造材等への沈着挙動を考慮すれば、Cs 類の大気への放出低減効果が十分に期待できることから、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試験研究用等原子炉施設の大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備を要しないこととしたい。

参考 1 平成 29 年 4 月 26 日 第 6 回原子力規制委員会議事録（抜粋）

田中委員長

予定した議題は以上ですけれども、ちょっと私の方から事務局に確認したいのですけれども、昨日かな、常陽の審査会合（第 197 回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合）をインターネットで見ている、少し議論がかみ合っていないとかいうこともあって、審査を保留するという事になったかと思うのですが、その状況について、ちょっと御説明いただけますか。

青木長官官房審議官

原子力規制庁の核燃料サイクル施設、新型炉を担当しております審議官の青木です。

委員長から今御紹介いただきましたように、昨日、核燃料施設等の新規制基準適合性に関する審査会合を行いまして、その中で、今年の 3 月末に申請のありました常陽の設置変更許可について議論を行いました。

具体的には、原子力機構側から概要の説明を受けまして、概要ということで、今回は変更許可の 2 つの理由である、出力変更、それと、新規制基準対応の基本的考え方について確認を行いまして、我々の考え方を説明したところでございます。

まず最初に、出力変更ですが、申請では熱出力を 140 メガワットから 100 メガワットに変更するという申請でございました。この点を審査会合で確認したところ、熱出力の変更に伴って設備の改造は行わずに、運転条件によって出力を調整するという事。もう一つは、熱出力 140 メガワットというのを引き続き事故等の評価条件としているということでございました。

そういうことでありましたので、審査チームとしましては、140 メガワットの設備として審査を受けることを想定した申請書であれば、熱出力を 140 メガワットですべきでありまして、とにかく出力というのは、原子炉等規制法の中でも法律の中で記載事項として求められていることから、出力は設備の審査を行う上で重要な前提条件であるということで、出力と設備が整合的な資料と、こういうのをまず出してくださいとお願いしました。そういった資料が提出される、具体的には補正等になりますけれども、申請の補正等が提出されるまでは審査を保留するという事を明確に伝えました。

これに対して原子力機構側からは、その点は了解し、かつ、熱出力 100 メガワットとして本文や関連する添付資料を補正するという回答があったところでございます。

ほかにも議論いたしまして、出力につきましては、出力と設計の関係ですけれども、我々は議論の中で、当然、出力というのは設備の性能をあらわす重要なものであるということ、また、出力が変更されるのであれば炉心等の設計変更が伴うと、そういうところを指摘したところでございます。

さらに、新規制基準の適合の基本的考え方として、いわゆる設計基準事故を上回る事象の対策につきましても、今の申請では炉心損傷に至らないことを確認しているのみなので、不

十分であるということ、具体的には、確率論により想定事象を除外するのではなく、厳しい事象を選定すべきというようなことを指摘したところでございます。

これらにつきましては、既に HTTR や JRR-3 の審査会合の中で公開で行っておりますし、その審査の中で我々の考え方を明確にしておりますので、今回、出力の関係での補正の中で反映するよう指示し、また、それらが不十分であれば、再度審査を保留することがある旨を伝えたとところでございます。

以上が先日の審査会合の概要でございますが、特に、深層防護の考え方、設計基準事故を上回る事象については、かなり議論いたしまして、先方は HTTR や JRR-3 の反映というのは不十分だったということは認めておりますが、更に理解をしていただきたいと考えているところでございます。

以上です。

田中委員長

田中知委員、お願いします。

田中知委員

今、青木審議官の方から話があったのですけれども、2点ほど追加させていただきたいと思えます。

1つは、単に熱出力と設計の整合性という問題のみではなくて、もし100メガとするのでしたら、そのときの炉心設計をどう考えるかというふうな大きな問題がありますし、また、深層防護対策の考え方など、基本的な問題点を昨日指摘したところでございます。これが1点目でございます。

また、ナトリウム冷却の高速炉であるという炉型とか、また、出力100メガワットというそれほど小さくない出力であるというふうなことの、すなわち、そういうふうなリスクを適切に考慮した安全対策を講じることが必要であり、言ってみれば、発電炉に準じた考え方が必要ではないかというふうなことも考えてございます。

以上です。

田中委員長

ありがとうございます。

私もインターネットで拝見していて非常に違和感がありました、正直言って。今、お2人から御指摘していただいたということですが、どうもその受け答えを聞いていると、指摘されていること、こちらは田中知委員からも青木審議官からもいろいろ発言されているのだけれども、何か理解が届かないようなところがあったように思うのですね。本当に言われている意味が分かっているのかいなというのは、正直言って、感じました。

ですから、口頭で言うと、言った、言わないということになるので、やはり本来、常陽というのは、研究炉といっても100メガワットです。140メガワットになるのかもしれないですけれども、そういう出力の大きな、ちょっと今までとは違いますよね。京大炉とか何かというのは4とか5メガワットクラスですから、そういうものと全然違うわけですから、そう

という意味で十分に安全上の配慮が要るし、先ほど田中知委員からもありましたように、ナトリウム炉であるということで、今までとは全く違ったタイプの炉ですから、そういう認識がどうもされていないなということ。それから、新規制基準の意図というか、意味がきちっと理解されていないのではないかという気がしました。

ですから、そういったことについて、どういった点が、審査は今、保留ですけれども、どういう形になるか分かりませんが、きちっとした申請書を出してもらうのに、どんな点に注意すべきかという、どういうことを検討すべきかということをまとめて相手に渡していただきたいと思うのですね。そうしないと、これ、いつまでも何か先日の、昨日ですか、繰り返しになるようなおそれを持っているのですけれども、いかがでしょうかね。

青木長官官房審議官

原子力規制庁の青木です。

了解いたしました。他の施設の審査会合でも行っておりますが、再度補正申請が行われた場合に、きちんとポイントが分かるように、我々が審査で見る視点といたしますか、ポイントをまとめて、審査会合で公開の場で原子力機構に示したいと考えております。

田中知委員

今、田中委員長がおっしゃったように、文書でもって示して、両者が本当によく理解していることが大事かと思しますので、そういうふうに対応します。

田中委員長

お願いします。

ほかにありますか。よろしいですか。

それでは、そういうふうにして、また文書を出すときにはまた少し御相談させていただきたいと思いますが、よろしくをお願いします。

そのほか議題がなければ、本日の会合はこれで終わりたいと思います。どうもありがとうございました。

参考 2 平成 29 年 5 月 22 日審査会合資料（審査チーム提示資料） 日本原子力研究開発機構高速実験炉原子炉施設（常陽）の新規制基準適合性審査について

日本原子力研究開発機構高速実験炉原子炉施設（常陽）の新規制基準適合性審査について

平成 29 年 5 月 22 日
原子力規制庁
新基準適合性審査チーム

新基準適合性審査チームは、平成 29 年 4 月 25 日の第 197 回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合において、高速実験炉原子炉施設（以下「常陽」という。）の平成 29 年 3 月 30 日付け設置許可変更申請の概要の説明を受け、審査の前提条件である熱出力が設備と整合していないので、補正申請等により適切な資料が提出されるまで審査を保留することとした。また、平成 29 年 3 月 30 日付け設置変更許可申請は、先行する試験研究用等原子炉の審査で得られた知見の反映が不十分であることから、補正申請等はそれらの知見を反映することを求め、仮に補正申請等においてもそれらの反映が不十分であれば再度審査を保留することがある旨伝えた。

新基準適合性審査チームとして、補正申請等により提出される資料に含まれる必要があると考える事項は以下のとおりである。

(1) 熱出力と設備の整合性

熱出力は設備の審査を行う上で重要な前提条件であり、設置許可上の熱出力と、設備設計上の熱出力の整合を図り、燃料集合体や炉心構成等を含めた設備設計を示すこと。また、事故時評価等も設置許可上の熱出力を前提として行うこと。

(2) 新規制基準への適合について

先行する試験研究用等原子炉の審査内容を反映すること。

① 多量の放射性物質等を放出する事故への対策

- 新規制基準は、深層防護の考え方にに基づき、多量の放射性物質等を放出する事故への対策を求めている。事故の想定に当たっては自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、以下に記載する措置を含むこと。

1) 炉心損傷防止措置

多量の放射性物質等を放出する事故に至るおそれがある事故が発生するものとして、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること。

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の進展事象として、影響の大きいものを想定すること。その際、必ず炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF: Unprotected Loss of Flow)、過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP: Unprotected Transient Over Power)、除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)、局所的燃料破損 (LF: Local (Fuel) Faults)、原子炉容器液

位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS: Protected Loss of Heat Sink）、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL: Loss of Reactor Level）を含めること。

2) 格納容器破損防止措置

1)の措置にもかかわらず、炉心の著しい損傷が生じるものとして、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込めるために必要な措置を講じること。

さらに原子炉容器内における放射性物質等の閉込めに失敗したものとして、原子炉容器外に流出したナトリウムや放射性物質等（熔融炉心物質を含む）の冷却に必要な措置、再臨界により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムによる火災や水素燃焼に対する格納容器の破損防止に必要な措置を講じること。

また、中間熱交換器等の破損による原子炉格納容器バウンダリ破損の防止に必要な措置を講じること。

3) 放射性物質の放出抑制措置

1)及び2)の措置にもかかわらず、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等により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至るものとして、事業所外への放射性物質の放出を抑制するために必要な措置を講じること。

- 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための措置に関しては、所要時間を含め、体制や手順等を具体的に示すこと。

② 自然現象

- 自然現象について、同一敷地にある高温工学試験研究炉（HTTR）（平成 26 年 11 月 26 日付け設置変更許可申請）の審査内容等を踏まえ、常陽の特徴に応じた対策を講じること。

③ 設計基準対象施設

- 常陽は、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の規則で定義される高出力炉（熱出力 10MW 以上 50MW 以下の水冷却型研究炉）を上回る熱出力を有していることから、保安電源設備、全交流電源喪失時に必要な電源を供給するための電源設備、原子炉停止系統等の安全機能を有する施設の信頼性については、実用発電用原子炉の設置許可基準を最新知見として、その要求事項への適合性、又は常陽の特徴を考慮した他の設備によって同程度の安全性が確保されていることを示すこと。
- 常陽特有の設備（リークジャケット、安全容器等）の安全の重要度に応じた分類の考え方を示すこと。

参考3 発電用原子炉施設と試験研究用等原子炉施設の要求事項の主な違い

	発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
内 部 火 災 対 策	<p>(火災による損傷の防止)</p> <p>第八条 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、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(以下「火災感知設備」という。)及び消火を行う設備(以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。)並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p> <p>1 第8条については、設計基準において発生する火災により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、設計基準対象施設に対して必要な機能(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。</p> <p>また、上記の「発電用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。</p> <p>したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、発電用原子炉施設に対して必要な措置が求められる。</p> <p>2 第8条について、別途定める「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」(原規技発第1306195号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))に適合するものであること。</p>	<p>(火災による損傷の防止)</p> <p>第八条 試験研究用等原子炉施設は、火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備(以下「消火設備」という。)並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p> <p>1 第8条については、設計基準において想定される火災により、試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、試験研究用等原子炉施設の安全上の特徴に応じて必要な機能(火災の発生防止、感知及び消火並びに火災による影響の軽減)を有することを求めている。</p> <p>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。</p> <p>ここでいう「安全機能を損なわない」とは、試験研究用等原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できることをいう。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できることをいう。</p>	<p>試験研究用等原子炉施設に対しては、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設備並びに火災の影響を軽減する機能の組合せで防護することを許容している。</p>

	発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
	<p>2 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>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、発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。</p>	<p>したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、試験研究用等原子炉施設に対して必要な措置が求められる。</p> <p>2 第61条で準用するナトリウム冷却型高速炉については、化学的に活性なナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼を考慮する必要がある。</p> <p>2 消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>3 第2項の規定について、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。</p>	<p>ナトリウム燃焼に対する考慮を規定している。</p>
<p>運 転 時 の 異 常 な</p>	<p>（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）</p> <p>第十三条 設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。</p>	<p>（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）</p> <p>第十三条 試験研究用等原子炉施設は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>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</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ナトリウム冷却型高速炉である常陽についても水炉指針を参考とする。 ・水炉指針では、熱出力50MWを超える場合は発電炉指針

	発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
過渡変化及び設計基準事故	<p>一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。）が許容限界値以上であること。</p> <p>ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。</p> <p>ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。</p> <p>ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・一倍以下となること。</p> <p>二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。</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>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>一 運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする。</p> <p>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、二（略）</p> <p>三 第61条で準用するナトリウム冷却型高速炉の場合</p> <p>イ 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。</p> <p>ロ 冷却材は沸騰しないこと。</p> <p>ハ 燃料最高温度が燃料溶融温度を下回ること。</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>が参考になり得るとされているため、常陽では発電炉指針を適用する。</p> <p>・その他規則上明示されていないが、申請者は「高速増殖炉の安全性評価の考え方」も参考にしている。</p>

	発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
	<p>ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。</p> <p>ハ 原子炉冷却材圧力バウダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・二倍以下となること。</p> <p>ニ 原子炉格納容器バウダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。</p> <p>ホ 設計基準対象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> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>1 第1号に規定する「設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない」については、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「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30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）等に基づいて実施すること。</p> </div>	<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> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <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、二（略）</p> <p>三 第61条で準用するナトリウム冷却型高速炉の場合</p> <p>イ 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 原子炉格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。</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>上記一、二及び三の「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方による。</p> </div>	

	発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
重大事故等	<p>(重大事故等の拡大の防止等)</p> <p>第三十七条 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷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>2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出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>3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料(以下「貯蔵槽内燃料体等」という。)の著しい損傷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>4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体(以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。)の著しい損傷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>(炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1 - 1 第1項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の(a)及び(b)の事故シーケンスグループ(以下「想定</p>	<p>(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)</p> <p>第五十三条 試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>1 第53条の要求は、ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設については、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく(実効線量の評価値が発生事故当たり5ミリシーベルトを超えるもの)を与えるおそれのある事故についての評価及び対策を求めるものである。</p> <p>2 事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮すること。</p> <p>3, 4 (略)</p> <p>5 第53条で準用するナトリウム冷却型高速炉については、上記3及び4にかかわらず、以下によること。</p> <p>一 具体的な事故としては、例えば、以下が挙げられる。</p> <p>イ 燃料体の損傷が想定される事故</p> <p>冷却材漏えい時の主冷却系統、補助系等による強制循環冷却の失敗、電源喪失時の冷却の失敗による燃料損傷事故等</p>	<p>・試験研究用等原子炉施設では、燃料体の損傷を想定した対策までを要求しており、原子炉容器破損や格納容器破損を想定した対策までは求めていない。</p>

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>する事故シーケンスグループ」という。)とする。なお、(a)の事故シーケンスグループについては、(b)における事故シーケンスグループの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。</p> <p>(a)必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>BWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ LOCA 時注水機能喪失 ・ 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) <p>PWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ ECCS 注水機能喪失 ・ ECCS 再循環機能喪失 ・ 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損) 	<p>□ 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>(1) 使用済燃料貯蔵設備の冷却系統が故障した際に、水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故</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>二 第53条に規定する「当該事故の拡大を防止するために必要な措置」とは事故の発生及び拡大の防止、放射性物質の放出による影響の緩和に必要な設備及び手順の策定等であり、例えば、以下に示す措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置をいう。</p> <p>イ 燃料の損傷が想定される場合</p> <p>代替冷却による炉心の損傷防止対策、燃料から原子炉容器内に漏れた放射性物質の貯留等による環境への放出防止対策</p> <p>□ 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される場合</p> <p>(1) 代替注水設備 (注水ライン、ポンプ車等) 等による、使用済燃料等の破損防止対策</p>	

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>(b)個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（P R A）及び外部事象に関するP R A（適用可能なもの）又 はそれに代わる方法で評価を実施すること。 その結果、上記1 - 1 (a)の事故シーケンスグループに含ま れない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグル ープが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグル ープとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をも たらす事故シーケンスグループ」については、上記1 - 1 (a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の 観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとす る。</p> <p>1 - 2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために 必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすも のであること。</p> <p>(a)想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷 後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、 炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画され ており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性がある ことを確認する。</p> <p>(b)想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷 後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの</p>	<p>(2)放射線の遮蔽に水を使用する貯蔵施設にあつては、 代替注水設備による遮蔽を維持できる水位の確保対策</p> <p>(3)使用済燃料等の未臨界維持対策</p> <p>(4)使用済燃料等の損傷時に、できる限り環境への放射 性物質の放出を低減させる対策</p>	

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>1 - 3 上記1 - 2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a)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>(b)原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c)原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d)原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1 - 4 上記1 - 2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>1 - 5 上記1 - 3(a)の「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」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただ</p>		

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>し、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a)燃料被覆管の最高温度が1,200 以下であること。</p> <p>(b)燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1 - 6 上記1 - 3 及び2 - 3 の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>(原子炉格納容器の破損の防止)</p> <p>2 - 1 第2項に規定する「重大事故が発生した場合」において想定する格納容器破損モードは、以下の(a)及び(b)の格納容器破損モード(以下「想定する格納容器破損モード」という。)とする。なお、(a)の格納容器破損モードについては、(b)における格納容器破損モードの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。</p> <p>(a)必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) ・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 格納容器直接接触(シェルアタック) 		

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>(b)個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード 個別プラントの内部事象に関するP R A及び外部事象に関するP R A（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。 その結果、上記2 - 1 (a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。</p> <p>2 - 2 第2項に規定する「原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、次に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a)想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>2 - 3 上記2 - 2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a)原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p>		

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>(b)原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(c)放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(d)原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。</p> <p>(e)急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料 - 冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(f)原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。</p> <p>(g)可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。</p> <p>(h)原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>(i)熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p>		

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>2 - 4 上記 2 - 3 (f)の「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。</p> <p>(a)原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol% 以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3 - 1 第 3 項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。</p> <p>(a)想定事故 1 : 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> <p>(b)想定事故 2 : サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p> <p>3 - 2 第 3 項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故 1 及び想定事故 2 に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p>		

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>(a)燃料有効長頂部が冠水していること。 (b)放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c)未臨界が維持されていること。</p> <p>(運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)</p> <p>4 - 1 第4項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の事故（以下「想定する運転停止中事故シーケンスグループ」という。）とする。なお、(a)の運転停止中事故シーケンスグループについては、(b)における運転停止中事故シーケンスグループの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。</p> <p>(a)必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失（RHR の故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出 ・反応度の誤投入 <p>(b)個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ</p> <p>個別プラントの停止時に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>その結果、上記4 - 1 (a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故</p>		

	発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
	<p>シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。</p> <p>4 - 2 第 4 項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a)燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b)放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c)未臨界を確保すること(ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。)</p>		
大規模損壊	<p>実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準(平成25年6月19日原規技発第1306197号 原子力規制委員会決定)</p> <p>2. 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への対応における要求事項</p> <p>2.1 可搬型設備等による対応</p>	要求なし	

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>発電用原子炉設置者において、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発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。 <p>【解釈】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、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発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第1号から第5</p>		

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。</p> <p>2 第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。</p> <p>3 発電用原子炉設置者は、本規程における「1. 重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。</p> <p>1. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p> <p>1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p>1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p> <p>1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>1. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等</p> <p>1. 9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p>		

発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
<p>1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p> <p>1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> <p>1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <p>1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</p> <p>1.14 電源の確保に関する手順等</p> <p>4 発電用原子炉設置者は、上記3の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。</p> <p>2.2 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備</p> <p>発電用原子炉設置者において、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、工場等において故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため、特定重大</p>		

	発電用原子炉施設	試験研究用等原子炉施設	備考
	<p>事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する方針であること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援が受けられるまでの間（例えば、少なくとも7日間）、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する方針であること。</p>		

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速実験炉原子炉施設「常陽」 設置変更許可申請(新規制基準適合性)に係る審査状況【令和3年5月26日時点】

審査項目	ステータス	直近の審査会合	現時点における主な論点
地質 (第3、4条)	敷地の地質・地質構造	2021/3/5	大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、概ね議論が終了。現在、資料記載内容の確認及び適正化を求めている。
	敷地周辺の地質・地質構造	2020/9/4	大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
地震動 (第3、4条)	地下構造	2021/3/5	大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、資料の適正化への対応も確認済み。
	震源を特定して策定する地震動	2021/3/5	大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、論点はない。
	震源を特定せず策定する地震動	2021/3/5	標準応答スペクトルの規制への取り入れに伴う規則解釈の改正を踏まえ、補正申請が提出される予定。
	基準地震動	2021/3/5	同上
	地盤・斜面の安定性	2021/3/5	基礎地盤のすべり安全率評価の前提となる地下水位設定の考え方については概ね議論が終了。 主冷却機建物周辺の基礎地盤のすべり安全率が、地盤強度のばらつき等を考慮した際に基準値を下回るため、基礎地盤のすべりに対するせん断抵抗力を補うため、抑止杭による補強を行うとしており、抑止杭による地盤の安定性評価、抑止杭の構造成立性(補強効果及び仕様)について説明を求めている。今後、申請者から説明を受け、内容を確認していく。
	耐震設計方針	-	-
津波(第5条)	地震による津波	2020/9/4	大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
	地震以外による津波	2020/9/4	大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
	基準津波	2020/9/4	大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
	耐津波設計方針	-	-
竜巻(第6条)		-	-
火山事象 (第6条)	火山事象	2020/9/4	大洗研究所(北地区)HTTRの審査における評価が大洗研究所敷地に対する評価であり、当該審査結果と同様との概要説明がなされており、現時点において論点はない。今後、資料の提出を求める。
	火山事象に対する設計方針	-	-
外部火災(第6条)		2020/9/29	大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、現時点において論点はない。引き続き、事実確認を行う。
その他自然現象と人為事象(第6条)		2020/9/29	大洗研究所(北地区)HTTRの審査結果を踏まえた説明がなされ、現時点において論点はない。引き続き、事実確認を行う。
不法な侵入(第7条)		-	-
内部火災(第8条)		2021/5/11	冷却材に液体ナトリウムを使用していることを踏まえ、火災防護対象機器(防護対象ケーブルを含む。)の選定の考え方、これにより選定された機器の火災防護対策をどのように達成するかを説明するよう求めている。今後、申請者から説明を受け、内容を確認していく。 ナトリウム漏えい火災の防止設計について、機器の故障影響評価に基づき想定漏えい箇所、想定漏えい量などを評価した上で、防護対策を説明するように求めている。今後、申請者から説明を受け、内容を確認していく。
内部溢水(第9条)		-	-
誤操作の防止(第10条)		-	-
安全避難通路(第11条)		-	ヒアリングにおいて、避難用照明の構成と配置、可搬型照明の配備について説明がなされたところ。第4条(耐震設計)、第6条(特に竜巻、火山)、第8条(内部火災)、第9条(内部溢水)、第13条(DBA等)の審査進捗を踏まえ、各防護対策との整合性も考慮し、引き続き内容を確認していく。
安全施設(第12条)		2020/2/3	安全施設の重要度分類の変更の考え方について、一通り説明がなされたところ。現時点において論点はないが、第4条(耐震設計)、第6条(特に竜巻、火山)、第8条(内部火災)、第9条(内部溢水)、第13条(DBA等)の審査進捗を踏まえ、各防護対策との整合性も考慮し、引き続き内容を確認していく。
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)		2021/5/11	設置変更許可申請書において、原子炉熱出力をMK-炉心の140MWからMK+炉心の100MWに変更したことに伴い、改めて運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価している。 また、申請者は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象選定に当たっては、水冷型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針等を参考に、常陽の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を選定した上で、さらに、施設を構成する機器の故障モードや故障影響をもとに体系的に分析し(FMEA:故障モード影響解析)、事故事象の抜け漏れはないとしている。 内容について、現時点において論点はない。
安全保護回路(第18条)		2020/3/2	-
反応度制御系統(第19条)		-	現時点において論点はない。
放射性廃棄物の廃棄施設(第22条)		2020/2/3	-
保管廃棄施設(第23条)		2020/3/2	-
工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護(第24条)		2020/2/3	-
放射線からの放射線業務従事者の防護(第25条)		2020/2/3	-
保安電源設備(第28条)		2021/3/2	SBO対策として交流無停電電源設備及び直流無停電電源設備について説明を受けたところ。第53条(BDBA対策)の審査進捗を踏まえ、各防護対策の整合性も考慮し、引き続き内容を確認していく。
実験設備等(第29条)		-	-
通信連絡設備等(第30条)		-	-
炉心等(第32条)		2021/5/11	設置許可申請書において、原子炉熱出力100MWに対する燃料集合体の最大装荷体数や最大過剰反応度等の核的制限値が適切に定められ、設置許可申請書上の原子炉熱出力と設備設計上の原子炉熱出力の整合を図られていることを確認した。内容について、現時点において論点はない。
外部電源を喪失した場合の対策設備等(第42条)		2021/3/2	SBO対策として交流無停電電源設備及び直流無停電電源設備について説明を受けたところ。第53条(BDBA対策)の審査進捗を踏まえ、各防護対策の整合性も考慮し、引き続き内容を確認していく。
試験用燃料体(第43条)		-	まだ全体の説明がなされておらず論点は特定されていない。
燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備(第44条)		2020/2/3	-
原子炉制御室等(第50条)		2020/3/2	-
監視設備(第51条)		-	-
一次冷却系統設備(第55条)		2019/10/7	-
残留熱を除去することができる設備(第56条)		2019/11/18	-
最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備(第57条)		2019/11/18	-
計測制御系統施設(第58条)		2019/12/23	-
原子炉停止系統(第59条)		2021/5/11	後備炉停止系制御棒について、主炉停止系制御棒と異なる信号検出系、論理回路を整備する設計である説明を受けたところ。第53条(BDBA対策)の審査進捗を踏まえ、今後、内容を確認していく。
原子炉格納施設(第60条)		2020/3/2	原子炉格納容器隔離弁の動作設計、格納容器漏えい率の考え方について、申請者に説明を求めているところ。今後、申請者から説明を受け、内容を確認していく。

設計基準対象施設関係

審査に未着手(赤色)、一部説明聴取済&コメント回答の審査中(黄色)、一通り説明聴取済&コメント回答の審査中(緑色)、概ね審査済み(灰色)
 (注1)チェックリスト的に用いるものではない、その時点での審査の全体像を示すものである。ステータスが であっても、審査の過程で追加の課題が出て(ること、ステータスが例えば から へ変わることもあり得る。
 (注2)設置許可基準規則のうち第14条～第17条、第20条、第21条、第26条、第27条、第31条、第33条～第41条、第45条～第49条、第52条及び第54条は、ナトリウム冷却型高速炉へは適用しないため審査対象外である。
 (注3)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)及びその技術的能力については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」を参考にしている。
 (注4)ステータス欄及び直近の審査会合欄の赤字は前回報告からの更新、現時点における主な論点欄の赤字は直近の審査会合における論点を示す。

審査項目		ステイタス	直近の審査会合	現時点における主な論点	
多量の放射性物質等を放出する事故（BDBA）の拡大の防止	事象選定	炉心損傷	2021/5/11	申請者から、BDBA事象選定の考え方について一通り説明を受けたところ。今後、内容を確認していく。	
		格納容器破損	2021/5/11		
	事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス	2021/5/11			
	解析コード		2021/5/11	炉心の著しい損傷後の事象進展評価に用いる解析コードについては、実験等を基に検証され、適用範囲が適切な解析コードを用いる必要があると考える。ただし、不確かさが大きい現象を取り扱う場合や解析コードが検証された適用範囲を超える場合には、解析手法の適用性について、申請者からの説明を受け、内容を確認していく。	
	限界温度、限界圧力		2021/5/11	現時点では、限界温度、限界圧力を判断基準として用いることはない。	
	炉心	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)		2021/5/11	事象選定の審査進捗を踏まえ、それぞれの事故事象に必要な措置及び手順が、必要な機能を有効に発揮するものであることを確認していく。
		過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP)		2021/5/11	同上
		除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS)		2021/5/11	同上
		原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失(LORL)		2021/5/11	同上
		交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)		2021/5/11	同上
		全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)		2021/5/11	同上
		局所的燃料破損(LF)		2021/5/11	同上
	CV	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)		2021/5/11	同上
		過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP)		2021/5/11	同上
		除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS)		2021/5/11	同上
		原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失(LORL)		2021/5/11	同上
		交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)		2021/5/11	同上
		全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)		2021/5/11	同上
		局所的燃料破損(LF)		2021/5/11	同上
	SFP	冷却機能喪失事故		2020/2/3	同上
冷却水喪失事故			2020/2/3	同上	
技術的能力	BDBA対策設備		2021/5/11	今後、有効性評価の審査の中で確認していく。	
	BDBA対策手順、要員		2021/5/11	今後、有効性評価の審査の中で確認していく。	
	大規模損壊		2021/5/11	発災時に想定される放射性物質の放出量や対策について説明を受けたところ。今後、内容を確認していく。	

審査に未着手(赤色)、一部説明聴取済&コメント回答の審査中(黄色)、一通り説明聴取済&コメント回答の審査中(緑色)、概ね審査済み(灰色)

(注1)チェックリストに用いるものではない。その時点での審査の全体像を示すものである。ステイタスが であっても、審査の過程で追加の課題が出てくること、ステイタスが例えば から へ変わることもあり得る。

(注2)設置許可基準規則のうち第14条～第17条、第20条、第21条、第26条、第27条、第31条、第33条～第41条、第45条～第49条、第52条及び第54条は、ナトリウム冷却型高速炉へは適用しないため審査対象外である。

(注3)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)及びその技術的能力については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」を参考にしている。

(注4)ステイタス欄及び直近の審査会合欄の赤字は前回報告からの更新、現時点における主な論点欄の赤字は直近の審査会合における論点を示す。