

高速実験炉「常陽」における大規模損壊に対する対応等の整理

令和 3 年 6 月 23 日

原子力規制庁

1. これまでの経緯

令和 3 年 5 月 26 日の第 10 回原子力規制委員会で審議した「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)について、原子力規制委員会から、常陽の多量の放射性物質等を放出する事故(いわゆる「BDDB」)の過程において発生すると考えられる再臨界とその機械的影響、規制として大規模損壊対策の要否を判断するための考え方、使用済燃料の処分の方法の実現可能性、について意見があり、原子力規制庁において再度検討して報告するよう指示を受けた。

今般、上記 について整理したことから、報告する。

なお、上記 及び については、今後、審査会合で申請者の考えを聴取し、改めて報告する。

2. 常陽の格納容器破損防止対策の有効性評価及び大規模損壊対策の要求の考え方

発電用原子炉及び試験研究用等原子炉については、現状、放射性物質の放出影響に関する要求事項は表 1 のとおりとなっている。

(1) 格納容器破損防止対策の有効性評価の判断基準

発電用原子炉では、格納容器破損防止対策の有効性評価¹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ものであること」を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、「Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていることを確認する。」という判断基準としている。試験研究用等原子炉である常陽については、

- 燃料にプルトニウム・ウラン混合酸化物²を使用しており、発電用原子炉よりもウラン及びプルトニウムの濃縮度が大きいこと
- 炉心での核分裂反応には、軽水炉では熱中性子が支配的であるが、ナトリウム冷却型高速炉である常陽では高速中性子が支配的であること

といった相違があるが、炉内蓄積量は概ね発電用原子炉と常陽の原子炉出力の比に応じたものになっており、特異な構成及び量とはなっていない(別添)。

このため、常陽の格納容器破損防止対策の有効性評価の判断基準は、発電用原子炉の判断基準を参照とし、「Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていること」とすることに問題はないと考える。

¹ 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)

² ウラン濃縮度 18wt%、プルトニウム富化度 16wt%(内側燃料)及び 21wt%(外側燃料)

(2) 大規模損壊対策の考え方

発電用原子炉では、審査基準³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、放射性物質の放出を低減するための対策等に関する手順書やそれ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を求めている。

常陽においては、ナトリウム冷却型高速炉の特徴を踏まえ、大規模損壊対策に当たって、以下を考慮する必要があると考えられる。

- 炉内蓄積量は、別添に示すとおり、原子炉出力の比に応じており、発電用原子炉に比べて少ない
- 常陽の冷却材であるナトリウムは 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 類の凝集・沈降挙動を考慮すれば、Cs 類の大気への放出低減効果が十分に期待できる
- 解析コードの妥当性や、炉心損傷後に生じると考えられる再臨界等の現象の不確実性から、格納容器破損防止対策における有効性評価には不確かさが残る可能性があり、その不確かさをどのように考えるか。その不確かさを格納容器破損防止対策のみで対応するのか、格納容器破損防止対策に加えて大規模損壊対策を求めるのか
- 大規模なナトリウム火災への対応が必要

以上を踏まえ、常陽に対して大規模損壊対策を要求すべきか否か、決定する必要がある。

³ 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）

表1 放射性物質の放出影響に関する要求事項

発電用原子炉	設計基準事故	重大事故（炉心損傷防止）	重大事故（格納容器破損防止）	大規模損壊
	<p>【要求事項】</p> <p>許可基準規則第13条第2項 水 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> <p>発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針解説 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。</p>	<p>【要求事項】</p> <p>实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</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 (6) 格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、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（発生事故当たり概ね5mSv以下）を確認する。</p>	<p>【要求事項】</p> <p>实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</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲 (6) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)の「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」を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量が100TBqを下回っていることを確認する。</p>	<p>【要求事項】</p> <p>实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</p> <p>2.1 可搬型設備等による対応 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。 一～四 略 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>

試験研究	設計基準事故	多量の放射性物質等を放出する事故 (BDBA)	大規模損壊
用等原子炉	<p>【要求事項】</p> <p>許可基準規則第 13 条第 2 号</p> <p>八 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>許可基準規則解釈第 13 条 3</p> <p>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。</p>	<p>【要求事項】</p> <p>許可基準規則解釈第 53 条 1</p> <p>設計基準事故より発生頻度は低い、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>	-

3 . 常陽の PAZ、UPZ の考え方

原子力災害事前対策等に関する検討チーム会合の資料⁴では、原子力施設のハザード分類及び原子力災害対策重点区域の目安は、表2のとおり、その原子力施設の熱出力によることが示されている。ここで、一般に、原子炉を一定の条件下で長時間運転した場合における当該原子炉内のヨウ素インベントリはその熱出力に概ね比例するとされ、核分裂によって生じるヨウ素が一定量までビルドアップするのに十分な期間にわたって当該熱出力で運転を継続している原子炉について、同表を適用するとしている。

表2 熱出力に応じた PAZ、UPZ の目安 (IAEA / GS-G-2.1)

分類	当該原子炉の熱出力	PAZ の目安	UPZ の目安
	1000MW を超える原子炉	3 ~ 5km	5 ~ 30km
	100MW を超え、1000MW 以下の原子炉	0.5 ~ 3km	5 ~ 30km
	10MW を超え、100MW 以下の原子炉	-	0.5 ~ 5km
	2MW を超え、10MW 以下の原子炉	-	0.5km
	2MW 以下の原子炉	-	-

PAZ：予防的防護措置を準備する区域 / UPZ：緊急防護措置を準備する区域

現行の原子力災害対策指針（平成30年原子力規制委員会告示第8号）では、「試験研究用等原子炉施設に係る原子力災害対策重点区域の範囲の目安は、次のとおり定めるものとし、当該原子力災害対策重点区域の全てをUPZとする。」としている。ここで、「原子力災害対策重点区域の範囲は、試験研究用等原子炉を一定の熱出力で継続して運転する場合におけるその熱出力の最大値に応じ、当該試験研究用等原子炉施設からおおむね次の表に掲げる距離を目安とする。」としている。

表3 試験研究用等原子炉の原子力災害対策重点区域の範囲の目安(半径)

熱出力の最大値	原子力災害対策重点区域の範囲の目安(半径)
熱出力が10MWを超え、100MW以下の試験研究用等原子炉	5km
熱出力が2MWを超え、10MW以下の試験研究用等原子炉	500m

常陽の原子力災害対策重点区域については、2.(1)で述べたとおり、常陽の炉内蓄積量が、発電用原子炉との出力の比に応じたものとなっており、原子力災害対策指針にあるとおり、熱出力の最大値に応じた距離を適用することに問題はない。

⁴ 試験研究用等原子炉施設に係る原子力災害対策について（平成28年5月原子力規制庁）

別添 発電用軽水型原子炉とナトリウム冷却型高速炉「常陽」の炉内蓄積量の比較
(令和3年6月15日面談資料から抜粋)

第1表 炉内インベントリの比較

核種 Gr	主な核種	炉内インベントリ		
		実用発電用原子炉 (Bq) *1	「常陽」 (Bq) *2	「常陽」 / 実用発電 用原子炉 *3
Xe 類	Kr, Xe	3.0×10^{19}	1.3×10^{18}	0.042
I 類	Br, I	3.1×10^{19}	1.2×10^{18}	0.039
Cs 類	Rb, Cs	1.2×10^{19}	4.4×10^{17}	0.037
Te 類	Sb, Te	1.9×10^{19}	7.5×10^{17}	0.039
Ba 類	Sr, Ba	1.8×10^{19}	6.9×10^{17}	0.038
Ru 類	Mo, Tc, Ru, Rh	3.6×10^{19}	1.4×10^{18}	0.038
Ce 類	Ce, Np, Pu	6.6×10^{19}	1.5×10^{18}	0.022
La 類	Y, La, Pr, Am	6.6×10^{19}	2.4×10^{18}	0.036
Na	Na	—	2.4×10^{12} (Bq/kg_Na)	—

*1: 安全性向上評価届出書 (高浜発電所第3号機 (2,705MW (=2,652MWt×1.02))、平成30年1月10日)より集計

*2: FPGS-3による計算値 (燃料組成及び中性子スペクトルは「常陽」の値を使用)

*3: 「常陽」 / 実用発電用原子炉の出力比 $100/2705=0.037$

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事
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の長さで配管肉厚の1/2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、原子炉容器外に漏え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、別表添付省略】