

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」）

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）

に係る説明書

（その 1：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選定）

2019 年 11 月 18 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所高速実験炉部

目 次

1. 要求事項の整理
2. 要求事項への適合性
 - 2.1 安全評価に関する基本方針
 - 2.2 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の基本となる考え方
 - 2.3 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選定
 - 2.4 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 53 条）への適合性説明

(別紙)

- 別紙 1： 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選定
- 別紙 2： 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に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

1. 要求事項の整理

試験炉設置許可基準規則第 53 条における要求事項等を第 1.1 表に示す。本要求事項は、新規制基準における追加要求事項に該当する。

第 1.1 表 試験炉設置許可基準規則第 53 条における要求事項
及び本申請における変更の有無

要求事項	変更の有無
<p>1 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>【解釈】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 第 53 条の要求は、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設については、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。 ・ 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。 <ul style="list-style-type: none"> イ 燃料体の損傷が想定される事故 冷却材漏えい時の主冷却系統、補助系等による強制循環冷却の失敗、電源喪失時の冷却の失敗による燃料損傷事故等 ・ 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。 <ul style="list-style-type: none"> イ 燃料の損傷が想定される場合 代替冷却による炉心の損傷防止対策、燃料から原子炉容器内に漏れた放射性物質の貯留等による環境への放出防止対策 	<p>有</p>

2. 要求事項への適合性

2.1 安全評価に関する基本方針

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、原子炉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「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」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とする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低いが、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 5mSv を超えるもの）を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。

2.2 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の基本的な考え方

「設置許可基準規則」第53条の解釈を踏まえた上で、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じるものとする。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、燃料体の損傷が想定される事故（以下「炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故」という。）を選定する。

高速実験炉原子炉施設において、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を防止するための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故については、炉心損傷防止措置を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置として格納容器破損防止措置を講じることを基本方針とする。

なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安全評価技術に鑑み、立地評価における炉心溶融再臨界事故への対策として安全容器を設置しているため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置を講じる。

使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第53条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

また、上記の事故を上回る事象として、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等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定する。ここでは、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。

2.3 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選定

【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選定：別紙1参照】

2.3.1 選定の手順

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選定にあたっては、先ず施設の特徴を踏まえた異常事象の抽出を行う。ここで、炉心の著しい損傷は、原子炉施設が通常運転状態から逸脱し、燃料体の発熱の増加または燃料体からの除熱の減少により、炉心が昇温することにより生じるものであることに着目する。次に、抽出した異常事象に続く事故の進展について、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。その結果としての、炉心の著しい損傷に至る可能性がある組合せ（以下「事故シーケンス」という。）を類型化して、事象グループに集約する。最後にそれぞれの事象グループに含まれる事故シーケンスの中から、後述する着眼点に従って評価事故シーケンスを選定する。

2.3.2 事象グループの選定

異常事象の抽出においては、異常が発生する部位と異常の結果変動するパラメータを系統的に考慮する。異常事象の抽出結果及び影響を整理したものを第2.3.1表に示す。ここでは、施設の特徴を踏まえ、異常発生部位を、原子炉本体のうち「炉心」、原子炉冷却系統施設のうち「1次主冷却系」、「2次主冷却系」、「補助冷却設備」、「冷却材純化設備」、「ナトリウム充填・ドレン設備」、「アルゴンガス設備」、計測制御系統施設のうち「安全保護回路」、「原子炉冷却材温度制御系」、「1次冷却材流量制御系」、その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち「常用電源」、「圧縮空気供給設備」とした。抽出した異常事象の炉心への影響について、炉心の昇温に至るか否かの観点で類型化した場合、これらは、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」に分類される。類似の異常事象を集約した結果を第2.3.2表に示す。

集約した異常事象に続く事故の進展については、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象並びに原子炉停止機能の喪失又は崩壊熱除去機能の喪失の組合せとして表される事故シーケンスを抽出する。

上記異常事象は、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」に分類され、これらに原子炉停止機能の喪失を重畳した事象は、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスを類型化して集約するため以下を事象グループとして選定する。

- (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF: Unprotected Loss of Flow)
- (2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP: Unprotected Transient Over-Power)
- (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)

また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」において、原子炉停止機能が正常に作動した場合であっても、崩壊熱を除去するための強制循環冷却機能の喪失により、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に相当するものがある。ここでは、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として原子炉冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルを超えて低下することが抽出される。また、全交流動力電源喪失も、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として抽出されることを踏まえ、以下についても、炉心の著しい損傷に至る可能性があるため、事象グループに選定する。

(4) 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)

(5) 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: Protected Loss of Heat Sink)

(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO: Station Blackout)

なお、設計基準を超える地震等の外部事象に起因する事故の進展についても以上の事象グループに集約される。

さらに、高速実験炉原子炉施設の炉心燃料集合体では、燃料要素の線出力密度は高く、また、正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生するおそれのある異常事象を抽出した。結果を第2.3.3表に示す。炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生した場合に、全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性を確認するため、以下を事象グループに選定する。

(7) 局所的燃料破損 (LF: Local (Fuel) Faults)

2.3.3 事象グループにおける評価事故シーケンスの選定

2.3.2 で選定した事象グループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、それらの中から、評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。選定にあたって影響の大きさを考慮した以下の点に着眼する。

(1) 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

(2) 炉心損傷防止措置の実施に対する余裕時間が短い。

(3) 炉心損傷防止措置に必要な設備容量が大きい。

(4) 事象グループの中の特徴を代表している。

各事象グループについて選定した評価事故シーケンスを以下に示す。

(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)

a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

b. 外部電源喪失及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故

(2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)

a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故

(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)

a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

- b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - (4) 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）
 - a. 1次冷却材漏えい（2箇所）事故
 - (5) 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）
 - a. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 - b. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 - (6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）
 - a. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故
- また、局所的燃料破損事故について選定した結果を以下に示す。
- (7) 局所的燃料破損（LF）
 - a. 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

第 2.3.1 表 異常発生 の 部位 と パラメータ 変動 を
系統的に考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理 (1/2)

異常部位	着目 変量	変動 方向	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響
炉心	反応度	正	出力運転中の 制御棒の異常な引抜き	正の反応度	炉心流量が確保 された状態での 過出力
			炉心燃料集合体の 収縮方向の移動		
		負	ガス気泡の炉心通過*3	負の反応度	炉心流量減少
			炉心燃料集合体の 膨張方向の移動*3		
制御棒又は後備炉停止制 御棒誤挿入*3					
制御棒又は後備炉停止制 御棒落下*3					
安全 保護回路	原子炉 トリッ プ	誤作動	原子炉誤スクラム (自動)	原子炉スクラム に伴う 1 次主循 環ポンプトリッ プ	
		誤動作	原子炉誤スクラム (手動)		
1 次 冷却系*1	冷却材 流量	増大	1 次冷却材 流量制御系故障	過冷却	炉心流量が確保 された状態での 過出力
		減少	1 次冷却材流量減少 (1 次主循環ポンプトリ ップ)	1 次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
		1 次主循環ポンプ軸固着			
	冷却材 インベ ントリ	増大	オーバフロー系故障*3		
			主中間熱交換器 伝熱管破損*3		
		補助中間熱交換器 伝熱管破損*3			
	減少	1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系 配管 (内管) 破損)			
		1 次冷却材漏えい (安全容器内 配管 (内管) 破損)			
		1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系 配管 (内管) 破損)			
	圧力	増大	1 次アルゴンガス系 圧力制御系故障*3		
他系統からのガス混入*3					
	減少	1 次アルゴンガス系 圧力制御系故障*3			
1 次アルゴンガス漏えい*3					

第 2.3.1 表 異常発生 の 部位 と パラメータ 変動 を
系統的に考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理 (2/2)

異常部位	着目 変量	変動 方向	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響
2 次 冷却系*2	冷却材 流量	増大	2 次冷却材流量増大	過冷却	炉心流量が確保された 状態での過出力
		減少	2 次冷却材流量減少 (2 次主循環ポンプ トリップ)	2 次主循環ポン プトリップ	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
			2 次主循環ポンプ軸 固着		
	冷却材 インベ ントリ	増大	2 次純化系故障*3	1 次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
		減少	2 次冷却材漏えい 主中間熱交換器 伝熱管破損	2 次冷却材流量 減少	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
	圧力		増大	2 次アルゴンガス系 圧力制御系故障*3	1 次主循環ポン プトリップ
		減少	2 次アルゴンガス系 圧力制御系故障*3		
			2 次アルゴンガス漏 えい*3		
	空気流 量	増大	温度制御系故障	過冷却	炉心流量が確保された 状態での過出力
			温度制御系誤操作		
		減少	温度制御系故障	除熱不足	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
			温度制御系誤操作		
主送風機 (1 台) 故 障/トリップ 主送風機軸固着					
常用電源	電源	喪失	外部電源喪失	1 次主循環ポン プ駆動用主電動 機 電源喪失	炉心流量減少
			2 次主循環ポン プ駆動用電動機 電源喪失	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失	
圧縮空気 供給設備	圧縮空 気	喪失	圧縮空気供給設備故 障*3	1 次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
			圧縮空気漏えい*3		

*1: 1 次冷却材流量制御系、補助冷却設備 (1 次補助冷却系)、ナトリウム充填・ドレン設備 (オーバフロー系)、アルゴンガス設備 (1 次アルゴンガス系) を含む。

*2: 冷却材純化設備 (2 次純化系)、アルゴンガス設備 (2 次アルゴンガス系)、原子炉冷却材 温度制御系を含む。

*3: 原子炉の緊急停止の必要がない、又は緊急停止せずとも炉心の著しい損傷に至らないが、保 守的に原子炉スクラムに至ると仮定すると、原子炉スクラムに伴う炉心流量減少が生じる。

第 2.3.2 表 炉心の著しい損傷に至る可能性がある通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

原因* ¹	左記原因をもたらす事象	異常発生部位による分類	異常事象
炉心流量減少	1次主循環ポンプトリップによる流量減少	1次主循環ポンプトリップ	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)
		1次主循環ポンプ駆動用主電動機電源喪失	1次主循環ポンプ軸固着 外部電源喪失
		上記以外の原因に起因するインターロック作動に伴う1次主循環ポンプトリップ* ²	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)
			1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)
			1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)
炉心流量が確保された状態での過出力	制御棒、炉心燃料集合体の移動による反応度添加	制御棒の異常な引抜き	出力運転中の制御棒の異常な引抜き
		炉心燃料集合体等の異常な変位	—* ³
	炉心へ流入する冷却材温度の低下に伴う反応度フィードバック	1次冷却材流量制御系故障	—* ⁴
		2次主冷却系異常による過冷却	2次冷却材流量増大
炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	2次冷却材流量減少による主中間熱交換器除熱減少	2次主循環ポンプトリップ	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)
		2次主循環ポンプ駆動用電動機電源喪失	2次主循環ポンプ軸固着 —* ⁵
		上記以外の原因に起因する2次冷却材流量減少* ²	2次冷却材漏えい
	2次冷却材温度上昇による主中間熱交換器除熱減少	主冷却器異常による除熱不足	主冷却器空気流量減少
			主送風機風量瞬時低下

* 1 : 炉心の著しい損傷に至る可能性がある炉心全体の昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱

* 2 : 原子炉トリップ信号発信によるインターロック作動が含まれるが、影響の大きさが他の異常事象に包絡されることから、何らかの原因による原子炉トリップ信号の発信を独立した異常事象に選定しない。

* 3 : 設計で想定される炉心燃料集合体等の異常な変位による反応度添加は制御棒の異常な引抜きに包絡される。

* 4 : 過冷却の要因として1次冷却材流量制御系故障による1次主冷却系流量増大を想定しても炉心の著しい損傷に至る反応度は添加されない。

* 5 : 代表的な原因は外部電源喪失であり、炉心流量減少において考慮している。

第 2.3.3 表 炉心の局所的な昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱の原因を
系統的に抽出して選定した異常事象

原因	左記原因をもたらす 事象	異常発生部位に よる分類	異常事象
炉心局所の 流量減少	燃料要素の破損による 流路阻害	同左	燃料要素の偶発的破損
	異物混入による流路閉 塞	同左	流路閉塞事象(1サブチャンネル閉塞) 流路閉塞事象(千鳥閉塞)
炉心局所の 過出力	過剰な核分裂性物質 量を有する燃料要素の 炉心局所への誤装荷	同左	局所的過熱事象(約 10%過出力)
			局所的過熱事象(約 30%過出力)

2.4 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 53 条）への適合性説明

（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）

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。

適合のための設計方針（事象想定）

原子炉施設は、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 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故（燃料体の損傷が想定される事故）について評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。【炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置：別紙 2 参照】

高速実験炉原子炉施設において、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を防止するための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故については、炉心の著しい損傷を防止するための措置（以下「炉心損傷防止措置」という。）を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置（以下「格納容器破損防止措置」という。）を講じることが基本方針とする。なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安全評価技術に鑑み、立地評価における炉心熔融再臨界事故への対策として安全容器を設置しているため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置を講じる。選定した評価事故シーケンスを以下に示す。

- （1）炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）
 - a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - b. 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
- （2）過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）
 - a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
- （3）除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）
 - a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
- （4）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）
 - a. 1次冷却材漏えい（2箇所）事故
- （5）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）
 - a. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 - b. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
- （6）全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)

- a. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故
- (7) 局所的燃料破損（LF）
- a. 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

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選定

1. 有効性評価の基本的考え方

発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じるものとする。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、燃料体の損傷が想定される事故（以下「炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故」という。）を選定する。

本原子炉施設において、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するための措置（以下「炉心損傷防止措置」という。）、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設から多量の放射性物質等の放出を防止するための措置（以下「格納容器破損防止措置」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象を整理した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価することを基本とする。

1.1 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故における評価対象の整理

本原子炉施設において、起こりうる異常事象を抽出し、異常の発生に続く事故の進展について、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能（以下「設計基準事故対処設備」という。）の喪失の可能性を含め体系的に整理し、その中から炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故に至る可能性がある組合せ（以下「事故シーケンス」という。）を抽出する。さらに、事故シーケンスの様態及び事故に対処するための炉心損傷防止措置が類似する事故シーケンスのグループ化（以下「事象グループ」という。）を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「評価事故シーケンス」という。）を選定し、評価を行う。

具体的には、「2. 評価事故シーケンスの選定」による。

また、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故に対処するために講じることとしている「炉心損傷防止措置」が機能しない場合においては、炉心の著しい損傷の可能性があり、その結果、格納容器が破損に至る可能性が想定される。本原子炉施設であるナトリウム冷却型高速炉については、格納容器の破損を含む包括的解析やレベル 1.5 確率論的リスク評価の実施例は数少なく、実用発電用軽水型原子炉施設における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格納容器破損モードは存在しない。このため、本原子炉施設においては、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、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定して（安全機能の喪失を重畳させて）、その場合において、格納容器破損防止措置を講じることとし、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認する。全ての評価事故シーケンスを対象として有効性評価を行うことにより、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故の全体を一貫して評価することができる。

なお、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合においても、必ずしも全ての評価事故シーケンスにおいて格納容器への負荷が発生するわけではない。本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れたナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していること、原子炉冷却材バウンダリが放射性物質の閉じ込

めに有効な物理障壁を形成していること、原子炉容器の周囲に安全容器を設置していることなどの特徴を有している。「格納容器破損防止措置の有効性評価」においてはそれぞれの評価事故シナリオについて以上の特徴を含めて評価を行う。

2. 評価事故シーケンスの選定

2.1 評価事故シーケンスの選定の考え方

炉心の著しい損傷に至る可能性があると思定する事故の選定に当たっては、まず施設の特徴を踏まえた異常事象の抽出を行う。ここで、炉心の著しい損傷は、原子炉施設が通常運転状態から逸脱し、燃料体の発熱の増加または燃料体からの除熱の減少により、炉心が昇温することにより生じるものであることに着目する。次に、抽出した異常事象に続く事故の進展について、設計基準事故対処設備の喪失の可能性を含めて分析する。その結果としての、事故シーケンスを類型化して、事象グループとして集約する。最後にそれぞれの事象グループに含まれる事故シーケンスの中から、後述する着眼点に従って措置の有効性を確認するための評価事故シーケンスを選定する。

2.2 異常事象の抽出

通常運転状態からの逸脱のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性があるものは炉心全体の昇温をもたらす逸脱であり、その原因となる異常事象の抽出においては、異常が発生する部位と異常の結果変動するパラメータを系統的に考慮する。ここでは、施設の特徴を踏まえ、異常発生部位を、原子炉本体のうち「炉心」、原子炉冷却系統施設のうち「1次主冷却系」、「2次主冷却系」、「補助冷却設備」、「冷却材純化系設備」、「ナトリウム充填・ドレン設備」、「アルゴンガス設備」、計測制御系統施設のうち「安全保護回路」、「原子炉冷却材温度制御系」、「1次冷却材流量制御系」、その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち「常用電源」、「圧縮空気供給設備」とした。異常発生部位毎に着目パラメータの変動をもたらす異常事象を抽出し、各異常事象発生時の炉心への影響について類型化した（第2.2.1表参照）。その結果を基に類似の異常事象を集約することにより代表的な異常事象を選定した（第2.2.2表参照）。第2.2.3表に抽出した原因及び選定した異常事象を示す。さらに、高速実験炉原子炉施設の炉心燃料集合体では、燃料要素の線出力密度は高く、また、正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉心の局所的な昇温をもたらす逸脱についても同様に異常事象を選定した。結果を第2.2.4表に示す。

第 2.2.1 表 異常の発生部位とパラメータ変動を考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理

No.	異常部位	着目変量	変動方向	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響
1	炉心	反応度	正	出力運転中の制御棒の異常な引抜き 炉心燃料集合体の収縮方向の移動	正の反応度の付加 正の反応度の付加	炉心流量が確保された状態での過出力
3			負	ガス気泡の炉心通過※3	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	炉心流量減少
4				炉心燃料集合体の膨張方向の移動※3	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	
5		制御棒又は後備炉停止制御棒誤挿入※3		負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
6		制御棒又は後備炉停止制御棒落下※3		負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
7		安全保護回路	原子炉トリップ	原子炉スクラム(自動)	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	炉心流量が確保された状態での過出力
8			誤動作	原子炉スクラム(手動)	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	
9	冷却材流量	増大	1次冷却材流量制御系故障	過冷却	炉心流量が確保された状態での過出力	
10		減少	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	1次主循環ポンプトリップ	炉心流量減少	
11		増大	1次主循環ポンプ軸固着	1次主循環ポンプトリップ		
12			オーバフロー系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
13			主中間熱交換器伝熱管破損※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
14		冷却材インベントリ	増大	補助中間熱交換器伝熱管破損※3		原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ
15			減少	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)		1次主循環ポンプトリップ
16			1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	1次主循環ポンプトリップ		
17			1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	1次主循環ポンプトリップ		
18		圧力	増大	1次アルゴンガス系圧力制御系故障※3		原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ
19			減少	他系統からのガス混入※3		原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ
20	1次アルゴンガス系圧力制御系故障※3		原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ			
21	1次アルゴンガス漏えい※3		原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ			
22	増大		2次冷却材流量増大	過冷却		
23	冷却材流量	減少	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	2次主循環ポンプトリップ	炉心流量が確保された状態での過出力 炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	
24		2次主循環ポンプ軸固着	2次主循環ポンプトリップ			
25	冷却材インベントリ	増大	2次純化系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	炉心流量減少	
26		減少	2次冷却材漏えい	2次冷却材流量減少	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	
27		主中間熱交換器伝熱管破損	2次冷却材流量減少			
28	2次冷却系※2	増大	2次アルゴンガス系圧力制御系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	炉心流量減少	
29		減少	2次アルゴンガス系圧力制御系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
30		2次アルゴンガス系漏えい※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ			
31	空気流量	増大	温度制御系故障	過冷却	炉心流量が確保された状態での過出力	
32		温度制御系誤操作	過冷却			
33		温度制御系故障	除熱不足	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失		
34		温度制御系誤操作	除熱不足	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失		
35		主送風機(1台)故障/トリップ	除熱不足	炉心流量減少		
36		主送風機軸固着	除熱不足	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失※4		
37	電源	喪失	外部電源喪失	1次主循環ポンプ駆動用主電動機電源喪失	炉心流量減少	
38	常用電源	喪失	外部電源喪失	2次主循環ポンプ駆動用電動機電源喪失	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	
39	圧縮空気供給設備	圧縮空気	圧縮空気供給設備故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	炉心流量減少	
40			圧縮空気漏えい※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		

※1： 1次冷却材流量制御系、補助冷却設備(2次純化系)、アルゴンガス設備(2次アルゴン系)、ナトリウム充満・ドレン設備(オーバフロー系)、アルゴンガス設備(1次アルゴン系)を含む。

※2： 冷却材純化設備(2次純化系)、アルゴンガス設備(2次アルゴン系)、原子炉冷却材温度制御系を含む。

※3： 原子炉の緊急停止の必要がない、又は緊急停止せずとも炉心の著しい損傷に至らないが、保守的に原子炉スクラムに伴う炉心流量減少が生じる。

※4： 2次主循環ポンプ駆動用主電動機電源喪失の影響は、「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」であるが、外部電源喪失時には1次主循環ポンプ駆動用主電動機電源喪失も生じることがある。炉心への影響は、「炉心流量減少」として顕在化する。

第2.2.2表 抽出された異常事象の影響を考慮した類型化及び系統的に抽出して選定した異常事象

異常部位	着目変量	変動方向	No.	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響※2	選定した異常事象
1次冷却系	冷却材流量	減少	10	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	1次主循環ポンプトリップ		1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)
		喪失	11	1次主循環ポンプ軸固着	1次主循環ポンプトリップ		
常用電源	電源	喪失	37	外部電源喪失	1次主循環ポンプトリップ		外部電源喪失
		減少	15	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)	1次主循環ポンプトリップ		1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)
1次冷却系	冷却材インベントリ	減少	16	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	1次主循環ポンプトリップ		1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)
		喪失	17	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	1次主循環ポンプトリップ		1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)
安全保護回路	原子炉保護系	誤動作	7	原子炉スクラム(自動)	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
		誤動作	8	原子炉スクラム(手動)	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
炉心	反応度	負	3	ガス気泡の炉心通過	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
			4	炉心燃料集合体の膨張方向の移動	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
			5	制御棒又は後備炉停止制御棒挿入	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
			6	制御棒又は後備炉停止制御棒落下	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
			12	オージェフロー系故障	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
			13	主中間熱交換器伝熱管破損	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
1次冷却系	冷却材インベントリ	増大	14	補助中間熱交換器伝熱管破損	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
		増大	18	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
1次冷却系	圧力	増大	19	他系からのガス流入	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
		減少	21	1次アルゴンガス漏えい	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
2次冷却系	冷却材インベントリ	増大	25	2次熱化系故障	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
		増大	28	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
1次冷却系	圧力	減少	29	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
		喪失	30	2次アルゴンガス系漏えい	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
圧縮空気供給設備	圧縮空気	喪失	39	圧縮空気供給設備故障	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
		喪失	40	圧縮空気漏えい	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
炉心	反応度	正	1	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	正の反応度の付加		出力運転中の制御棒の異常な引抜き
		増大	2	炉心燃料集合体の取崩方向の移動	正の反応度の付加		
1次冷却系	冷却材流量	増大	9	1次冷却材流量制御系故障	過冷却		炉心流量が確保された状態での過出力
		増大	22	2次冷却材流量増大	過冷却		
2次冷却系	空気流量	増大	31	温度制御系故障	過冷却		
		増大	32	温度制御系誤操作	過冷却		
2次冷却系	冷却材流量	減少	23	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	2次主循環ポンプトリップ		2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)
		喪失	24	2次主循環ポンプ軸固着	2次主循環ポンプトリップ		2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプ軸固着)
常用電源	電源	喪失	38	外部電源喪失	2次主循環ポンプ電動機電源喪失		
		減少	26	2次冷却材漏えい	2次冷却材流量減少		
2次冷却系	冷却材インベントリ	減少	27	主中間熱交換器伝熱管破損	2次冷却材流量減少		炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱喪失
		減少	33	温度制御系故障	除熱不足		
2次冷却系	空気流量	減少	34	温度制御系誤操作	除熱不足		
		減少	35	主送風機(1台)故障/トリップ	除熱不足		
			36	主送風機軸固着	除熱不足		主送風機風量制御時低下

※1：保守的に原子炉スクラムに至ると仮定したものであり、その影響の大きさが他の異常事象に包絡されることから、独立した異常事象には選定しない。

※2：設計で想定される炉心燃料集合体等の異常な変化により付加される反応度は、制御棒の異常な引抜きに包絡されることから、異常事象には選定しない。

※3：過冷却の要因として、1次冷却材流量の増大を想定しても炉心の著しい損傷に至る反応度が付加されないことから、異常事象には選定しない。

※4：代表的な原因は外部電源喪失であるが、炉心への影響は炉心流量減少として現れることから、炉心流量減少として考慮する。

第 2.2.3 表 炉心の著しい損傷に至る可能性がある通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

原因*1	左記原因をもたらす事象	異常発生部位による分類	異常事象
炉心流量減少	1次主循環ポンプトリップによる流量減少	1次主循環ポンプトリップ	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)
		1次主循環ポンプ駆動用主電動機電源喪失	1次主循環ポンプ軸固着 外部電源喪失
		上記以外の原因に起因するインターロック作動に伴う1次主循環ポンプトリップ*2	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)
			1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損) 1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)
炉心流量が確保された状態での過出力	制御棒、炉心燃料集合体の移動による反応度添加	制御棒の異常な引抜き	出力運転中の制御棒の異常な引抜き
		炉心燃料集合体等の異常な変位	-*3
	炉心へ流入する冷却材温度の低下に伴う反応度フィードバック	1次冷却材流量制御系故障	-*4
		2次主冷却系異常による過冷却 主冷却器異常による過冷却	2次冷却材流量増大 主冷却器空気流量増大
炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	2次冷却材流量減少による主中間熱交換器除熱減少	2次主循環ポンプトリップ	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)
		2次主循環ポンプ駆動用電動機電源喪失	2次主循環ポンプ軸固着 -*5
		上記以外の原因に起因する2次冷却材流量減少*2	2次冷却材漏えい
	2次冷却材温度上昇による主中間熱交換器除熱減少	主冷却器異常による除熱不足	主冷却器空気流量減少 主送風機風量瞬時低下

*1：炉心の著しい損傷に至る可能性がある炉心全体の昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱

*2：原子炉トリップ信号発信によるインターロック作動が含まれるが、影響の大きさが他の異常事象に包絡されることから、何らかの原因による原子炉トリップ信号の発信を独立した異常事象に選定しない。

*3：設計で想定される炉心燃料集合体等の異常な変位による反応度添加は制御棒の異常な引抜きに包絡される。

*4：過冷却の要因として1次冷却材流量制御系故障による1次主冷却系流量増大を想定しても炉心の著しい損傷に至る反応度は添加されない。

*5：代表的な原因は外部電源喪失であり、炉心流量減少において考慮している。

第 2. 2. 4 表 炉心の局所的な昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

原因	左記原因をもたらす事象	異常発生部位による分類	異常事象
炉心局所の流量減少	燃料要素の破損による流路阻害	同左	燃料要素の偶発的破損
	異物混入による流路閉塞	同左	流路閉塞事象(1サブチャンネル閉塞) 流路閉塞事象(千鳥閉塞)
炉心局所の過出力	過剰な核分裂性物質を有する燃料要素の炉心局所への誤装荷	同左	局所的過熱事象(約 10%過出力)
			局所的過熱事象(約 30%過出力)

2.3 事故シーケンスの抽出

第 2.2.3 表及び第 2.2.4 表に示す異常事象並びに何らかの原因（地震等の外部事象を含む。）による原子炉停止機能の喪失又は冷却機能の喪失の組合せのうち、炉心の著しい損傷に至る最小の組合せ全てを炉心の著しい損傷に至る条件として明らかにする。この条件を基に異常事象ごとに原子炉停止機能及び冷却機能の成否を分岐図（以下「イベントツリー」という。）上に展開することにより事故シーケンスを抽出する。

このとき、原子炉停止機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準事故対処設備に限る。原子炉停止機能喪失は、通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると想定される異常事象との組み合わせにおいて考慮する。設計基準を超える地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発される主冷却系 2 ループポンプトリップ等の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の機能喪失の抽出で考慮する。

異常事象のうち炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリーを第 2.3.1 図（1）から（6）及び第 2.3.2 図（1）から（7）に示し、炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリーを第 2.3.3 図（1）から（3）に示す。また、第 2.3.1 表に異常事象とイベントツリー図の関係を示す。

なお、第 2.2.4 表の異常事象のうち「流路閉塞事象(千鳥閉塞)」及び「局所的過熱事象(約 30% 過出力)」は異常事象の想定が設計基準事故での想定を超える事象であるため、設計基準事故対処設備の機能喪失を想定したイベントツリー上での展開はない。

第 2.3.1 表 異常事象とイベントツリー図の整理

具体的な異常事象	選定した異常事象	左記異常事象に対応するイベントツリー
1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	第2.3.1図(2)、第2.3.2図(4)
1次主循環ポンプ軸固着	1次主循環ポンプ軸固着	第2.3.2図(5)
外部電源喪失	外部電源喪失	第2.3.1図(1)、第2.3.2図(7)
1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)	第2.3.2図(1)
1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	第2.3.2図(2)
1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	第2.3.2図(3)
原子炉誤スクラム(自動)	—※1	—※1
原子炉誤スクラム(手動)		
ガス気泡の炉心通過		
炉心燃料集合体の膨張方向の移動		
制御棒又は後備炉停止制御棒誤挿入		
制御棒又は後備炉停止制御棒落下		
オーバフロー系故障		
主中間熱交換器伝熱管破損		
補助中間熱交換器伝熱管破損		
1次アルゴンガス系圧力制御系故障		
他系統からのガス混入		
1次アルゴンガス系圧力制御系故障		
1次アルゴンガス漏えい		
2次純化系故障		
2次アルゴンガス系圧力制御系故障		
2次アルゴンガス系圧力制御系故障		
2次アルゴンガス系漏えい		
圧縮空気供給設備故障		
圧縮空気漏えい		
出力運転中の制御棒の異常な引抜き		
炉心燃料集合体の収縮方向の移動	—※2	—※2
1次冷却材流量制御系故障	—※3	—※3
2次冷却材流量増大	2次冷却材流量増大	第2.3.1図(4)、第2.3.2図(4)
温度制御系故障	主冷却器空気流量増大	第2.3.1図(4)、第2.3.2図(4)
温度制御系誤操作		
2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	第2.3.1図(5)、第2.3.2図(4)
2次主循環ポンプ軸固着	2次主循環ポンプ軸固着	第2.3.2図(4)
外部電源喪失	—※4	—※4
2次冷却材漏えい	2次冷却材漏えい	第2.3.2図(6)
主中間熱交換器伝熱管破損		
温度制御系故障	主冷却器空気流量減少	第2.3.1図(6)、第2.3.2図(4)
温度制御系誤操作		
主送風機(1台)故障/トリップ		
主送風機軸固着	主送風機風量瞬時低下	第2.3.2図(4)

※1： 保守的に原子炉スクラムに至ると仮定したものであり、その影響の大きさが他の異常事象に包絡されることから、独立した異常事象には選定しない。
 ※2： 設計で想定される炉心燃料集合体等の異常な変位により付加される反応度は、制御棒の異常な引抜きに包絡されることから、異常事象には選定しない。
 ※3： 過冷却の要因として、1次冷却材流量の増大を想定しても炉心の著しい損傷に至る反応度が付加されないことから、異常事象には選定しない。
 ※4： 代表的な原因は外部電源喪失であるが、炉心への影響は炉心流量減少として現れることから、炉心流量減少として考慮する。

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 (「電源喪失」)	原子炉保護系(スクラム) 動作	制御棒(主炉停止系)の 急速挿入		
外部電源喪失	成功	成功	成功	炉心健全※1	—
			失敗	制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)
	失敗	失敗	成功	原子炉保護系(スクラム)動作失敗	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)
			失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)

※1: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(7)にて展開する。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (1)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 (「1次冷却材流量低」 トリップ)	原子炉保護系(スクラム) 動作	制御棒(主炉停止系)の 急速挿入		
1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプ トリップ)	成功	成功	成功	炉心健全※1	—
	失敗	成功	失敗	制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)
	失敗	失敗	失敗	原子炉保護系(スクラム)動作失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)
				原子炉トリップ信号発信失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)

※1: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)にて展開する。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (2)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「中性子束高(出力領域)」）	原子炉保護系(スクラム) 動作	制御棒(主炉停止系)の 急速挿入		
出力運転中の制御棒 の異常な引き抜き	成功	成功	成功	炉心健全※1	—
	失敗	失敗	失敗	制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※2
		失敗	失敗	原子炉保護系(スクラム)動作失敗	過出力時原子炉停止機能 喪失(UTOP)
			失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	過出力時原子炉停止機能 喪失(UTOP)

※1: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)にて展開する。

※2: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(3)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 ('中性子束高(出力領域)')	原子炉保護系(スクラム) 動作	制御棒(主炉停止系)の 急速挿入		
2次冷却材流量増大 ※1	成功	成功	成功	炉心健全※2	—
	成功	成功	失敗	制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※3
	失敗	失敗	失敗	原子炉保護系(スクラム)動作失敗	過出力時原子炉停止機能 喪失(UTOP)
			失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	過出力時原子炉停止機能 喪失(UTOP)

※1: 異常事象が「主冷却器空気流量増大」の場合も同じ。

※2: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)にて展開する。

※3: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (4)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「2次冷却材流量低」 トリップ）	原子炉保護系（スクラム） 動作	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
2次冷却材流量減少 （2次主循環ポンプ トリップ）	成功	成功	成功	炉心健全※1	—
	失敗	失敗	失敗	制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失 (ULOF)※2
	成功	成功	失敗	原子炉保護系（スクラム）動作失敗	除熱源喪失時原子炉停止機 能喪失 (ULOHS)
	失敗	失敗	失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	除熱源喪失時原子炉停止機 能喪失 (ULOHS)

※1: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)にて展開する。

※2: 原子炉保護系（スクラム）動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(5)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「原子炉入口冷却材温度 高」）	原子炉保護系（スクラム） 動作	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
主冷却器空気流量 減少	成功	成功	成功	炉心健全※1	—
	失敗	失敗	失敗	制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失（ULOF）※2
	成功	成功	失敗	原子炉保護系（スクラム）動作失敗	除熱源喪失時原子炉停止機 能喪失（ULOHS）
	失敗	失敗	失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	除熱源喪失時原子炉停止機 能喪失（ULOHS）

※1： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)にて展開する。

※2： 原子炉保護系（スクラム）動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）（6）

異常事象	原子炉容器液位確保機能			冷却機能	事故シナリオ	事象グループ
	1次主冷却系配管 (内管)※1	1次主冷却系配管 (外管)※2	安全容器内配管 (内管)			
1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)	健全	健全	健全	1次主循環ポンプモニターによる強制循環冷却及び補助冷却系による強制循環冷却※3	事故シナリオ	事象グループ
	健全	健全	健全	成功		炉心損傷なし
	健全	健全	健全	失敗		炉心損傷なし
	破損	破損	破損			原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+1次主循環ポンプモニターによる強制循環2ループとも失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗
	健全	破損	破損			原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下
	破損	破損	破損			安全容器内配管(内管)破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)
						原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)
						1次主冷却系配管(外管)破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)
						原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)
						1次主冷却系配管(内管)破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)
						原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)

※1: 異常事象と異なるループの1次主冷却系配管(内管)の破損。

※2: 異常事象と同一ループの1次主冷却系配管(外管)の破損。

※3: 1次主循環ポンプモニターによる強制循環冷却、又は補助冷却系による強制循環冷却のいずれか一方の成功すれば炉心損傷に至らない。

第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (1)

異常事象	原子炉容器液位確保機能		冷却機能 1次主循環ポンプモーター タによる強制循環冷却及び 補助冷却系による強制循環 冷却※1	事故シーケンス	事象グループ
	安全容器内配管(外管)	1次主冷却系配管 (内管)			
1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	健全	健全	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
		破損	失敗		
	破損	健全		1次主冷却系配管(内管)破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)
		破損		安全容器内配管(内管)破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)

※1: 1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却、又は補助冷却系による強制循環冷却のいずれか一方の成功すれば炉心損傷に至らない。

第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (2)

異常事象	原子炉容器液位確保機能			冷却機能	事故シナリオ	事象グループ
	1次補助冷却系配管 (外管)	1次主冷却系配管 (内管)	安全容器内配管 (内管)			
1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)※1	健全	健全	健全	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
				失敗		
	健全	破損	破損	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
				失敗		
	破損	破損	破損	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
				失敗		
破損	破損	破損	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし	
			失敗			1次補助冷却系配管破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)

※1: 異常事象により補助冷却系による強制循環冷却に失敗。

第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (3)

異常事象	冷却機能		事故シーケンス	事象グループ
	1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱		
1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプトリップ)※1	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗	失敗	2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	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崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)
	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗	失敗	1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環2ループとも失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗	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崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)

※1: 異常事象が「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」、「2次冷却材流量増大」、「2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)」、「主冷却器空気流量増大」、「主冷却器空気流量減少」、「2次主循環ポンプ軸固着」及び「主送風機風量瞬時低下」の場合も同じ。

第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（冷却機能）（4）

異常事象	冷却機能		事故シナリオ	事象グループ
	1次主循環ポンプモータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱		
1次主循環ポンプ軸固着	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗※1	失敗	2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	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崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)
	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗※1	失敗	1次主循環ポンプモータによる強制循環2ループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	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崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)

※1: 異常事象により1ループの1次主循環ポンプモータの強制循環冷却に失敗。

第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（冷却機能）(5)

異常事象	冷却機能		事故シナリオ	事象グループ
	1次主循環ポンプモータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱 補助冷却系による強制循環冷却		
2次冷却材漏えい	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗	失敗※1	2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	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崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)
	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗	失敗	1次主循環ポンプモータによる強制循環2ループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	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崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)

※1: 異常事象により1ループの2次主冷却系による除熱に失敗。

第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (6)

異常事象	冷却機能			事故シナゲンス	事象グループ
	ディーゼル発電機起動	1次主循環ポンプボニーマータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱 補助冷却系による強制循環冷却		
外部電源喪失	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗	失敗	失敗	2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	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除去機能喪失 (PLOHS)
	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗	失敗	失敗	1次主循環ポンプボニーマータによる強制循環2ループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	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除去機能喪失 (PLOHS)
	失敗		ディーゼル発電機(2台)起動失敗		全交流動力電源喪失 (SBO)

第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (7)

異常事象			
局所的過熱事象 (約10%過出力)	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)と同様である。

第 2.3.3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (1)

異常事象			
燃料要素の 偶発的破損	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)と同様である。

第 2.3.3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (2)

異常事象			
流路閉塞事象 (1サブチャンネル 閉塞)	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)と同様である。

第 2.3.3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (3)

2.4 事象グループの選定

抽出された事故シーケンスの中から評価事故シーケンスを選定するため、ナトリウム冷却高速炉の特徴を考慮して事故シーケンスを類型化する。第 2.2.3 表に示すように炉心全体の昇温をもたらす逸脱は、(I)～(III)のように類型化される。

- (I) 炉心流量減少
- (II) 炉心流量が確保された状態での過出力
- (III) 炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失

これら(I)～(III)に原子炉停止機能の喪失を重畳したものは、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、以下の(1)～(3)を事象グループに選定する。

- (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF: Unprotected Loss of Flow)
原子炉運転中に炉心流量が減少した際に、何らかの理由(原子炉トリップ信号の発信失敗等)により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- (2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP: Unprotected Transient Over-Power)
原子炉運転中に過出力となった際に、何らかの理由(原子炉トリップ信号の発信失敗等)により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)
原子炉運転中に除熱不足が生じた際に、何らかの理由(原子炉トリップ信号の発信失敗等)により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

(I)～(III)に原子炉停止機能が正常に作動した場合にあっても、崩壊熱を除去するための強制循環冷却機能の喪失により、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に相当するものがあることから、以下の(4)～(6)を事象グループに選定する。ここでは、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として原子炉冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルを超えて低下することが抽出される。また、全交流動力電源喪失も強制循環冷却機能を喪失する共通原因として抽出されることを踏まえ事象グループに選定する(別添1参照)。

- (4) 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)
原子炉冷却材バウンダリに属する配管の破損が生じ、原子炉の崩壊熱除去中に、何らかの理由(当該配管の二重壁(外側)の破損等)により、1次主冷却系による強制循環冷却に必要な原子炉容器液位を喪失することによって、崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- (5) 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: Protected Loss of Heat Sink)
原子炉の崩壊熱除去中に、1次主冷却系による強制循環冷却に必要な原子炉容器液位が

確保された状態で、何らかの理由（1次主循環ポンプポニーモータの故障、補助電磁ポンプの故障等）により、強制循環冷却機能を喪失することによって、崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SB0 : Station Blackout)

外部電源が喪失し、原子炉の崩壊熱除去中に、何らかの理由（非常用ディーゼル発電機の起動失敗等）により非常用ディーゼル電源系も機能喪失することによって、強制循環冷却による崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

なお、設計基準を超える地震等の外部事象に起因する事故の進展についても以上の事象グループに集約される（別添2参照）。

さらに、高速実験炉原子炉施設の炉心燃料集合体では、燃料要素の線出力密度は高く、また、正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生するおそれのある異常事象を抽出した。炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生した場合に、全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性を確認するため、以下を事象グループに選定する。

(7) 局所的燃料破損 (LF: Local (Fuel) Faults)

原子炉の運転中に燃料集合体内の冷却材流路の閉塞等により、炉心の局所的な昇温が生じることによって、燃料破損が発生し、その破損が全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る。

2.5 事象グループにおける評価事故シーケンスの選定

類型化された事象グループ（１）～（７）ごとに、複数の事故シーケンスが含まれる場合には、それらの中から、評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。選定にあたって影響の大きさを考慮した以下の点に着眼する。

- a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- b. 炉心損傷防止措置の実施に対する余裕時間が短い。
- c. 炉心損傷防止措置に必要な設備容量が大きい。
- d. 事象グループの中の特徴を代表している。

上記に基づき事故の拡大防止及び影響緩和のための措置の有効性を確認する見地から評価事故シーケンスを選定した結果を以下に示す。

（１） 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）

① 評価事故シーケンス

- （i）「外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」
- （ii）「外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記 a. ～d. の着眼点に基づき評価した結果、d.（代表性）の評価結果が高となった上記の２つの事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第 2.5.1 表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

- （i）「外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失した後、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

- （ii）「外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失した後、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）が正常に動作しなかったことで、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

（２） 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）

① 評価事故シーケンス

- （i）「出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

(ii) 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記の a. ～d. の着眼点に基づき評価した結果、b.（余裕時間）の評価結果が高となった上記の 2 つの事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第 2.5.2 表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で制御棒の連続的な引抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で、「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(ii) 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で制御棒の連続的な引抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で、「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）

① 評価事故シーケンス

(i) 「2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

(ii) 「2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記の a. ～d. の着眼点に基づき評価した結果、本事象グループに含まれる各事故シーケンス間に a. ～d. の着眼点による差はないが、除熱能力低下の観点から厳しい上記の 2 つの事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第 2.5.3 表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次系の冷却材流量が減少した後、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(ii) 「2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次系の冷却材流量が減少した後、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(4) 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）

① 評価事故シーケンス

(i) 「1次冷却材漏えい（2箇所）事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記の a. ～d. の着眼点に基づき評価した結果、a.（系統間機能依存性）及び c.（設備容量）の評価結果が高となった上記の事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第 2.5.4 表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「1次冷却材漏えい（2箇所）事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次主冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、リークジャケット又は配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、リークジャケット又は配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(5) 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）

① 評価事故シーケンス

(i) 「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」

(ii) 「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記の a. ～d. の着眼点に基づき評価した結果、c.（設備容量）及び d.（代表性）の評価結果が高となった「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」を評価事故シーケンスに選定した。また、試験炉設置許可基準規則の解釈に基づき「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」も評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第 2.5.5 表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」

失」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却に失敗するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する事象として考える。本事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(ii) 「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、2次冷却材の漏えいが生じ、原子炉が「原子炉入口冷却材温度高」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却に失敗するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する事象として考える。本事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SB0)

① 評価事故シーケンス

(i) 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故」

② 選定理由

本事象グループに至る事故シーケンスは「全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故」のみであることから、本事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第2.5.6表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」により自動停止した後、非常用ディーゼル電源系のディーゼル発電機（2基）の自動起動に失敗し、一般電源系及び非常用ディーゼル電源系の電源が全て同時に失われる事象として考える。本事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(7) 局所的燃料破損 (LF)

① 評価事故シーケンス

(i) 「冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記の a. ～d. の着眼点に基づき評価した結果、b.（余裕時間）及び c.（設備容量）の評価結果が高となった上記の事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第2.5.7表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の1次冷却材の流路のうち、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞される事象として考える。燃料集合体内の複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞されることで、除熱能力が低下して燃料要素が破損することを想定し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出される事象も想定する。本事故では、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞した場合に、炉心の局所的な昇温状態が継続することによって燃料要素が破損し、全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

第 2.5.1 表 評価事故シークエンスの選定表 (炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)) (1/2)

事故シークエンス	炉心損傷防止措置	評価事故シークエンスの選定の考え方				評価事故シークエンスと選定理由
		a.	b.	c.	d.	
● 1 外部電源喪失 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「電源喪失」	代替原子炉トリップ信号 ([1次主循環ポンプトリップ]) による原子炉停止	低	低	低	高	<p>a. 系統間機能依存性 それぞれの事故シークエンスと炉心損傷防止措置に従属性はないことから、一律『低』とする。</p> <p>b. 余裕時間 それぞれの事故シークエンスにおいて、炉心損傷に至るまでの余裕時間に有意な差はないことから、一律『低』とする。</p> <p>c. 設備容量 それぞれの事故シークエンスにおいて、原子炉の停止に必要な負の反応度 (制御棒の挿入本数) に差はないことから、一律『低』とする。</p> <p>d. 代表性 (1) 異常事象の発生頻度の相対関係 本事象グループに含まれる異常事象は、通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると想定されるものである。 そのうち、「外部電源喪失」は、実績を踏まえ最も発生頻度が高いものである。</p> <p>(2) 設計基準事故対処設備の動作失敗頻度の相対関係</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ信号発信の主な失敗要因は、独立した2又は3つの検出器の内、2つの故障であり、また、原子炉保護系 (スクラム) 動作の主な失敗要因は、独立した2つのロジック盤の故障であることから、これらの動作の失敗頻度は同程度である。 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入の主な失敗要因は、独立した4本全ての制御棒 (主炉停止系) の切離し失敗である。 <p>d. (代表性) の評価結果が『高』となった事故シークエンス '1' 及び '3' を評価事故シークエンスとして選定する。</p>
2 1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプトリップ) + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「1次冷却材流量低」		低	低	低	中	
● 3 外部電源喪失 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	後備炉停止系用論理回路 による原子炉停止	低	低	低	高	
4 1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプトリップ) + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		低	低	低	中	
5 外部電源喪失 + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗	①後備炉停止制御棒の急速挿入、又は②制御棒駆動機構による制御棒挿入	低	低	低	中	
6 1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプトリップ) + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗		低	低	低	低	
7 出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗		低	低	低	低	
●		4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。				

● : 選定した評価事故シークエンス

第 2.5.1 表 評価事故シナリオの選定表 (炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)) (2/2)

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		a.	b.	c.	d.	
8 2次冷却材流量増大 + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗	①後備炉停止制御棒の急速挿入、又は②制御棒駆動機構による制御棒挿入	低	低	低	低	(1)及び(2)を踏まえ、代表性について以下のとおり整理する。 <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 + 原子炉トリップ信号発信失敗：『高』 外部電源喪失 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗：『高』 外部電源喪失 + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗：『中』 外部電源喪失を除く異常事象 + 原子炉トリップ信号発信失敗：『中』 外部電源喪失を除く異常事象 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗：『中』 外部電源喪失を除く異常事象 + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗：『低』
9 主冷却器空気流量増大 + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗		低	低	低	低	
10 2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ) + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗		低	低	低	低	
11 主冷却器空気流量減少 + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗		低	低	低	低	

4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第 2.5.2 表 評価事故シナリオの選定表 (過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP))

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		a.	b.	c.	d.	
● 1 出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※: 「中性子束高 (出力領域)」	制御棒連続引抜き阻止イオンタローック及び代替原子炉トリップ信号(「原子炉出口冷却材温度高」)による原子炉停止	低	高	低	低	<p>a. 系統間機能依存性 それぞれの事故シナリオと炉心損傷防止措置に属性はないことから、一律『低』とする。</p> <p>b. 余裕時間 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」を起因とした事故シナリオは、他の異常事象を起因とした場合と比べ、正の反応度添加率が大いことから、相対的に事象進展が早く炉心損傷までの余裕時間が短い。したがって、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」を起因とした事故シナリオは、『高』とし、それ以外の事故シナリオは、『低』とする。</p> <p>c. 設備容量 それぞれの事故シナリオにおいて、原子炉の停止に必要な負の反応度 (制御棒の挿入本数) に差はないことから、一律『低』とする。</p> <p>d. 代表性 (1) 異常事象の発生頻度の相対関係 本現象グループに含まれる異常事象は、通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると想定されるものであり、それぞれの異常事象の発生頻度に有意な差はない。 (2) 設計基準事故対処設備の動作失敗頻度の相対関係 原子炉トリップ信号発信の主な失敗要因は、独立した3つの検出器の内、2つの故障であり、また、原子炉保護系 (スクラム) 動作の主な失敗要因は、独立した2つのロジック盤の故障であることから、これらの動作の失敗頻度は同程度である。</p> <p>(1) 及び (2) より、それぞれの事故シナリオにおいて、代表性の観点で有意な差はないことから、一律『低』とする。</p>
2 2次冷却材流量増大 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※: 「中性子束高 (出力領域)」	代替原子炉トリップ信号 (「原子炉出口冷却材温度高」) による原子炉停止	低	低	低	低	
3 主冷却器空気流量増大 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※: 「中性子束高 (出力領域)」		低	低	低	低	
● 4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	低	高	低	低	
5 2次冷却材流量増大 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		低	低	低	低	
6 主冷却器空気流量増大 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		低	低	低	低	

● : 選定した評価事故シナリオ

4つの着観点から厳しい順に『高』、『低』とした。

第2.5.3表 評価事故シークエンスの選定表 (除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS))

事故シークエンス	評価事故シークエンスの選定の考え方				評価事故シークエンスと選定理由
	a.	b.	c.	d.	
● 1 2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ) + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※: 「2次冷却材流量低」	炉心損傷防止措置 代替原子炉トリップ信号 (「原子炉出口冷却材温度高」) による原子炉停止				評価の結果、本現象グループに含まれる各事故シークエンス間に a. ~ d. の着眼点による差はないが、2次冷却材からの除熱に異常が生じる「主冷却器空気流量減少」を起因とした事故シークエンスに比べ、直接的に1次冷却材からの除熱に異常が生じる「2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)」を起因とした事故シークエンスの方が、炉心における除熱能力低下の観点で相対的に厳しい現象となる。 したがって、「2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)」を起因とする事故シークエンス「1」及び「3」を評価事故シークエンスに選定する。
	a.	低	低	低	
● 2 主冷却器空気流量減少 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※: 「原子炉入口冷却材温度高」	炉心損傷防止措置 代替原子炉トリップ信号 (「原子炉出口冷却材温度高」) による原子炉停止				評価の結果、本現象グループに含まれる各事故シークエンス間に a. ~ d. の着眼点による差はないが、2次冷却材からの除熱に異常が生じる「主冷却器空気流量減少」を起因とした事故シークエンスに比べ、直接的に1次冷却材からの除熱に異常が生じる「2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)」を起因とした事故シークエンスの方が、炉心における除熱能力低下の観点で相対的に厳しい現象となる。 したがって、「2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)」を起因とする事故シークエンス「1」及び「3」を評価事故シークエンスに選定する。
	a.	低	低	低	
● 3 2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ) + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	炉心損傷防止措置 後備炉停止系用論理回路による原子炉停止				評価の結果、本現象グループに含まれる各事故シークエンス間に a. ~ d. の着眼点による差はないが、2次冷却材からの除熱に異常が生じる「主冷却器空気流量減少」を起因とした事故シークエンスに比べ、直接的に1次冷却材からの除熱に異常が生じる「2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)」を起因とした事故シークエンスの方が、炉心における除熱能力低下の観点で相対的に厳しい現象となる。 したがって、「2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)」を起因とする事故シークエンス「1」及び「3」を評価事故シークエンスに選定する。
	a.	低	低	低	
● 4 主冷却器空気流量減少 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	炉心損傷防止措置 後備炉停止系用論理回路による原子炉停止				評価の結果、本現象グループに含まれる各事故シークエンス間に a. ~ d. の着眼点による差はないが、2次冷却材からの除熱に異常が生じる「主冷却器空気流量減少」を起因とした事故シークエンスに比べ、直接的に1次冷却材からの除熱に異常が生じる「2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)」を起因とした事故シークエンスの方が、炉心における除熱能力低下の観点で相対的に厳しい現象となる。 したがって、「2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)」を起因とする事故シークエンス「1」及び「3」を評価事故シークエンスに選定する。
	a.	低	低	低	

● : 選定した評価事故シークエンス

第 2.5.4 表 評価事故シナリオの選定表 (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))

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		a.	b.	c.	d.	
1	1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系配管 (内管) 破損) + 1 次主冷却系配管 (外管) ※破損 ※: 異常事象で破損を想定したループ	①主冷却系サイフォンブ レック及び補助冷却系によ る強制循環冷却、又は②主 冷却系サイフォンブレック 及びコンクリート遮へい体 冷却系による原子炉容器外 面冷却	低	高	低	a. 系統間機能依存性 系統間機能依存性は、それぞれの事故シナリオにおいて期待できる炉心損傷防止措置の厚み (数) が異なることに着目して整理する。具体的には、期待できる炉心損傷防止措置の厚み (数) が少なくなるのは、事故シナリオが炉心損傷防止措置に与える影響が大きいことから、以下のとおり整理する。 ・期待できる炉心損傷防止措置が 2 つの場合: 『低』 ・期待できる炉心損傷防止措置が 1 つの場合: 『高』
2	1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系配管 (内管) 破損) + 1 次主冷却系配管 (内管) ※破損 ※: 異常事象で破損を想定したループと異なるループ	①補助冷却系による強制 循環冷却、又は②コンクリ ート遮へい体冷却系による 原子炉容器外面冷却	低	低	低	b. 余裕時間 それぞれの事故シナリオにおいて、炉心損傷に至るまでの余裕時間に有意な差はないことから、一律『低』とする。
3	1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系配管 (内管) 破損) + 安全容器内配管 (内管) 破損	補助冷却系による強制循 環冷却	高	低	低	c. 設備容量 炉心損傷防止措置のうち、炉心冷却に係るものは設備容量に有意な差はないことから、ここでは、原子炉容器液位確保機能に着目し、以下のとおり整理する。 ・原子炉容器液位確保機能を必要としない 事故シナリオ: 『低』 ・原子炉容器液位確保機能を必要とする 事故シナリオ: 『高』
● 4	1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 安全容器内配管 (外管) 破損	安全容器内での冷却材保 持、及び補助冷却系による 強制循環冷却	高	低	高	d. 代表性 事故シナリオは、全て、静的機器の 2 重故障によるものであることから、一律『低』とする。
● 5	1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (内管) 破損) + 1 次補助冷却系配管 (外管) 破損	①補助冷却系サイフォン ブレック及び自然循環冷却 (2 ループ)、又は②補助冷 却系サイフォンブレック及 びコンクリート遮へい体冷 却系による原子炉容器外面 冷却	低	低	高	

●: 選定した評価事故シナリオ

第 2.5.5 表 評価事故シナリオの選定表 (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)) (1/3)

事故シナリオ	炉心損傷防止措置		評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオの選定理由
	a.	b.	c.	d.	a. 系統間機能依存性, b. 余裕時間, c. 設備容量, d. 代表性		
● 1	外部電源喪失 + 1 次循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	①自然循環冷却 (2 ループ)、又は②コククリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	低	高	高	a. 系統間機能依存性 系統間機能依存性は、それぞれの事故シナリオにおいて期待できる炉心損傷防止措置の厚み (数) が異なること、及び自然循環による炉心損傷防止措置は動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高いことに着目し、以下のとおり整理する。	c. (設備容量) 及び d. (代表性) の評価結果が『高』となった事故シナリオを評価事故シナリオに選定する。
			低	中	中	・期待できる炉心損傷防止措置が 2 つあり、かつそのうち 2 ループの自然循環に期待できる場合: 『低』 ・期待できる炉心損傷防止措置が 2 つあり、かつそのうち 1 ループ自然循環に期待できる場合、又は期待できる炉心損傷防止措置が 2 ループの自然循環のみの場合: 『中』 ・動的機器を要する炉心損傷防止措置にのみ期待できる場合: 『高』	
2	1 次循環ポンプ軸固着 + 1 次循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		低	高	高		
3	1 次冷却材流量減少 (1 次主循環ポンプトリップ) + 1 次循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		低	高	中		
4	出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 1 次循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		低	高	中		
5	2 次冷却材流量増大 + 1 次循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		低	低	高		
6	2 次冷却材流量減少 (2 次主循環ポンプトリップ) + 1 次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		低	低	高		
7	主冷却器空気流量増大 + 1 次循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		低	低	高		
8	主冷却器空気流量増大 + 1 次循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		低	低	高		

● : 選定した評価事故シナリオ
4 つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第2.5.5表 評価事故シークエンスの選定表（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崩壊熱除去機能喪失（PLOHIS）（2/3）

事故シークエンス	炉心損傷防止措置	評価事故シークエンスの選定の考え方				評価事故シークエンスと選定理由
		a.	b.	c.	d.	
9 2次循環ポンプ軸固着＋ 1次主循環ポンプモニターによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	①自然循環冷却（2ルーペ）、又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	低	低	高	中	d. 代表性 (1) 異常事象の発生頻度の相対関係 ① 以下の異常事象は、通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると想定されるものである。 「外部電源喪失」、「1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）」、「2次冷却材流量増大」、「2次冷却器空気流量増大」、「主冷却器空気流量減少」、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」 上記のうち、「外部電源喪失」は、実績を踏まえ最も発生頻度が高いものである。 ② また、以下の異常事象は、上記より発生頻度が低いと想定されるものである。 「1次主循環ポンプ軸固着」、「1次冷却材漏えい」、「2次主循環ポンプ軸固着」、「2次冷却材漏えい」、「主送風機風量瞬時低下」
		低	低	高	中	
10 1次主循環ポンプモニターによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	①自然循環冷却（1ルーペ）、又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	低	低	高	中	代表性は、上記の異常事象の発生頻度の相対関係及び事故シークエンスに至る要因（動的機能喪失又は静的機能喪失）に着目して、以下のとおり整理する。 ・外部電源喪失＋動的機能喪失：『高』 ・①（外部電源喪失を除く。）又は②に属する異常事象＋動的機能喪失：『中』 ・①又は②に属する異常事象＋静的機能喪失：『低』
11 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））＋ 1次主冷却系配管（内管）破損＋ 1次主循環ポンプモニターによる強制循環冷却失敗		低	低	高	中	
12 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））＋ 安全容器内配管（内管）破損＋ 1次主循環ポンプモニターによる強制循環冷却失敗	①補助冷却系による強制循環冷却、又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	低	低	高	中	代表性は、上記の異常事象の発生頻度の相対関係及び事故シークエンスに至る要因（動的機能喪失又は静的機能喪失）に着目して、以下のとおり整理する。 ・外部電源喪失＋動的機能喪失：『高』 ・①（外部電源喪失を除く。）又は②に属する異常事象＋動的機能喪失：『中』 ・①又は②に属する異常事象＋静的機能喪失：『低』
13 2次冷却材漏えい＋ 1次主循環ポンプモニターによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗		中	低	高	中	
14 外部電源喪失＋ 2次主冷却系による除熱失敗	①補助冷却系による強制循環冷却、又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	高	低	低	低	代表性は、上記の異常事象の発生頻度の相対関係及び事故シークエンスに至る要因（動的機能喪失又は静的機能喪失）に着目して、以下のとおり整理する。 ・外部電源喪失＋動的機能喪失：『高』 ・①（外部電源喪失を除く。）又は②に属する異常事象＋動的機能喪失：『中』 ・①又は②に属する異常事象＋静的機能喪失：『低』
15 1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）＋ 2次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低	
16 出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋ 2次主冷却系による除熱失敗	①補助冷却系による強制循環冷却、又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	高	低	低	低	代表性は、上記の異常事象の発生頻度の相対関係及び事故シークエンスに至る要因（動的機能喪失又は静的機能喪失）に着目して、以下のとおり整理する。 ・外部電源喪失＋動的機能喪失：『高』 ・①（外部電源喪失を除く。）又は②に属する異常事象＋動的機能喪失：『中』 ・①又は②に属する異常事象＋静的機能喪失：『低』
		高	低	低	低	

●：選定した評価事故シークエンス
4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第 2.5.5 表 評価事故シナリオの選定表 (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)) (3/3)

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		a.	b.	c.	d.	
17 2次冷却材流量増大＋ 2次主冷却系による除熱失敗	①補助冷却系による強制循環冷却、又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	高	低	低	低	
18 2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ) ＋ 2次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低	
19 主冷却器空気流量増大＋ 2次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低	
20 主冷却器空気流量減少＋ 2次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低	
21 2次主循環ポンプ軸固着＋ 2次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低	
22 1次主循環ポンプ軸固着＋ 2次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低	
23 2次冷却材漏えい＋ 2次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低	
24 1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) ＋ 1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗		自然循環冷却 (2ループ)	中	低	高	中

4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第 2.5.6 表 評価事故シナリオの選定表（全交流動力電源喪失（SB0））

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		a.	b.	c.	d.	
● 1 外部電源喪失 + ディーゼル発電機（2台）起動失敗	自然循環（2ループ）	—	—	—	—	左記より、「外部電源喪失 + ディーゼル発電機（2台）起動失敗」を評価事故シナリオに選定する。

● : 選定した評価事故シナリオ

第2.5.7表 評価事故シナリオの選定表 (局所的燃料破損 (LF))

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		a.	b.	c.	d.	
1	局所的過熱事象 (約 10%過出力) + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗	低	低	中	<p>a. 系統間機能依存性 それぞれの事故シナリオにおいて、系統間機能依存性に差はないことから、一律『低』とする。</p> <p>b. 余裕時間 短時間では燃料破損に至らない「局所的過熱事象」、燃料破損後に長時間運転を継続した場合に破損が伝播する可能性がある「燃料要素の偶発的破損」及び「流路閉塞事象(1 サブチャネル閉塞)」は『低』とする。集合体内の破損伝播速度が相対的に速い「流路閉塞事象(千鳥閉塞)」は、相対的に余裕時間が短くなることから『高』とする。</p>	<p>b. (余裕時間) 及び c. (設備容量) の評価結果が『高』となった事故シナリオ '5' を評価事故シナリオに選定する。</p>
2	局所的過熱事象 (約 30%過出力)	低	低	低	<p>c. 設備容量 「局所的過熱事象(約 10%過出力)」、燃料要素の偶発的破損」及び「流路閉塞事象(1 サブチャネル閉塞)」は、破損伝播速度が緩やかであり、原子炉を速やかに停止する必要がないことから、『低』とする。「局所的過熱事象(約 30%過出力)」及び「流路閉塞事象(千鳥閉塞)」は、集合体内の破損伝播速度が相対的に速く、原子炉を速やかに停止する必要があることから『高』とする。</p>	
3	燃料要素の偶発的破損 + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗	低	低	高	<p>d. 代表性 それぞれの異常事象の発生頻度の相対的關係より代表性は、以下のとおり整理する。 <ul style="list-style-type: none"> 燃料要素の偶発的破損：『高』 局所的過熱事象(約 10%過出力)及び流路閉塞事象(1 サブチャネル閉塞)：『中』 局所的過熱事象(約 30%過出力)、流路閉塞事象(千鳥閉塞)：『低』 </p>	
4	流路閉塞事象 (1 サブチャネル閉塞) + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗	低	低	中		
5	流路閉塞事象 (千鳥閉塞)	低	高	低		

● : 選定した評価事故シナリオ
4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

全交流動力電源喪失（SBO）を事象グループに選定した理由

炉心損傷に至る可能性のある事故シーケンスを類型化する際に、SBOは同様の事象推移をたどる PLOHSの一部として類型化されることが通例であるが、「常陽」においては、以下の理由から、SBOを PLOHSと区別して新たな事象グループに選定した。

- ▶ SBOに対処するための炉心損傷防止措置には PLOHSと異なる手動操作、仮設計器による監視等が含まれるため、これらの有効性を評価するために事象グループに選定した。
- ▶ 同時に、「常陽」において SBOは使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失させることから、SBO時における使用済燃料貯蔵設備に対する措置の有効性を示すために事象グループに選定した。

設計基準を超える自然現象の考慮

自然現象等の共通原因となる外部事象について、その影響が及ぶ範囲に着目すると、広範囲の緩和機能（例：原子炉停止、原子炉容器液位確保、崩壊熱除去）に影響が及ぶ恐れがある地震と、建物外部へつながる主冷却器等の原子炉冷却機能及び崩壊熱除去機能のみに影響が限定される竜巻、火山噴火、津波などの地震以外の外部事象に大別される。

外部事象毎に、影響が及ぶ範囲内で共通原因の側面を考慮して、機器の設計仕様の共通性、機器配置の共通性等に着目して自然現象が同時に誘発する複数の異常事象及び/又は設計基準事故対処設備の機能喪失を体系的に抽出した。

その結果、大部分が内的事象で抽出・選定された評価事故シーケンスに包絡された。例えば、同一設計仕様を有する主冷却系 2 ループでのポンプ同時トリップ、2 ループでの 1 次主冷却系配管（内管）破損。

評価事故シーケンスに包絡されないもの（例：2 ループでの 2 次主冷却系配管破損、主冷却器 4 基の風量制御機能喪失）についても炉心損傷防止措置（例：補助冷却系による強制循環冷却）及び格納容器破損防止措置（例：コンクリート遮へい体冷却系による安全容器の冷却）の適用が可能である。

このほかに、自然現象によって誘発する個々の異常事象及び/又は設計基準事故対処設備の機能喪失のうち、設計基準で想定している規模が理論上の上下限（例：冷却材流量がゼロに低下）でないもの（例：破損口面積）を抽出した。

1 次主冷却系配管の破損口面積の影響については、「常陽」の主な 1 次冷却系配管は二重管設計としていることから、内管破損の破損口面積に想定を超える大きさを仮定したとしても、冷却材の漏えいは外管によって抑制され、事象の影響の大きさに有意な差は生じない。

2 次主冷却系配管の破損口面積の影響については、その大小によらず破損ループによる崩壊熱除去が不可能になることを考慮済みであり、炉心損傷防止措置（例：健全ループによる自然循環冷却、補助冷却系による強制循環冷却）を講じるとともに、格納容器破損防止措置（例：コンクリート遮へい体冷却系による安全容器の冷却）を講じる。

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に対する
炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

第1表 評価事故シナリオに対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

事象グループ	評価事故シナリオ	炉心損傷防止措置	格納容器破損防止措置
炉心流量喪失時 原子炉停止機能喪失 (ULOF)	外部電源喪失及び 原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	代替原子炉トリップ信号(1次主循環ポンプトリップ)、 後備炉停止系系用論理回路、 後備炉停止系による原子炉自動停止	<ul style="list-style-type: none"> ＜原子炉容器内閉じ込め＞ ・非常用冷却設備による原子炉容器内強制循環冷却 1次主冷却系：強制循環冷却 2次主冷却系：自然循環冷却
	外部電源喪失及び 原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故		
過出力時 原子炉停止機能喪失 (UTOP)	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び 原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	制御棒連続引抜き阻止インターロック、 代替原子炉トリップ信号(「原子炉出口冷却材温度高」)、 後備炉停止系系用論理回路、 後備炉停止系による原子炉自動停止	<ul style="list-style-type: none"> ＜原子炉格納容器内閉じ込め＞ ・回転プラグを含む原子炉容器構造による即発臨界超過時のナトリウム噴出量の抑制 ・原子炉格納容器構造による即発臨界超過時の噴出ナトリウム等の影響緩和(閉じ込め機能維持)
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び 原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故		
除熱源喪失時 原子炉停止機能喪失 (ULOHS)	2次冷却材流量減少及び 原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	代替原子炉トリップ信号(「原子炉出口冷却材温度高」)、 後備炉停止系系用論理回路、 後備炉停止系による原子炉自動停止	<ul style="list-style-type: none"> ＜物理的特性による原子炉格納容器破損防止(炉心損傷の回避)＞ ・負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる出力低減と冷却系による冷却(1次主冷却系強制循環冷却、2次主冷却系自然循環冷却)
	2次冷却材流量減少及び 原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故		
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)	1次冷却材漏えい(2箇所)事故	冷却材の安全容器内保持及び補助冷却設備による強制循環冷却	<ul style="list-style-type: none"> ＜原子炉格納容器閉じ込め＞ ・コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による放射性物質等(溶融炉心物質等を含む。)の安全容器内保持・冷却 ・安全板による原子炉冷却材(バウンダリ)の過圧の防止 ・ナトリウム流出位置(安全板設置位置：原子炉格納容器内(床下))における熱的影響緩和措置として、ヒートシンク材・断熱材を敷設
	2次冷却材漏えい及び 強制循環冷却失敗の重畳事故	主冷却系(1ループ)による自然循環冷却	
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(LOHS)	外部電源喪失及び 強制循環冷却失敗の重畳事故	主冷却系(2ループ)による自然循環冷却	<ul style="list-style-type: none"> ＜受動的な安全特性による格納容器破損防止(炉心損傷の回避)＞ ・受動的な安全特性を活用した主冷却系(1ループ)による自然循環冷却
	全交流動力電源喪失 による強制循環冷却 機能喪失(SBO)	主冷却系(2ループ)による自然循環冷却	
局所的燃料破損 (LF)	冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故	燃料破損検出系による異常検知及び 手動スクラムによる原子炉停止	※：格納容器破損防止措置はULOF及びUTOPと同じ