

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）

2020 年 10 月 20 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

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： 「常陽」の深層防護の基本となる考え方及び全体像

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の選定

別紙 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に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

「常陽」の深層防護の基本的な考え方及び全体像

## 1. 概要

試験炉設置許可基準規則第53条の「多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止」に関して、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に対して、原子炉施設の安全を確保するため、国際的な基準も踏まえた深層防護の考え方に基づき、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している。

## 2. 深層防護の基本的考え方

IAEAの深層防護では、設計基準事故（DBA）を第3レベル、設計拡張状態（DEC）を第4レベル、敷地内及び敷地外の緊急時対応を第5レベルとしている。「常陽」においても、炉心損傷に至る可能性がある事故に対する炉心損傷防止措置を第4レベルの1、炉心損傷防止措置が機能を喪失した事故に対する格納容器破損防止措置を第4レベルの2として取り扱っている。また、大規模に損壊した際の放射性物質の放出抑制措置を独立して扱っている。

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大を防止するための措置に関して、炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故については、第3レベル以下の設計基準事故対処設備等について、自然現象等の共通原因となる外部事象（設計基準を超える地震等の外部事象に起因する故障）や施設の特徴を踏まえた内部事象（共通原因故障を含む。）に起因する多重故障を想定し、系統的に評価事故シーケンスを選定し、当該事故シーケンスに対して炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を評価している。また、深層防護の考え方に基づき、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、事故の拡大を防止し、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、その有効性を評価している。

なお、「常陽」は、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、必ずしもすべての評価事故シーケンスにおいて直ちに格納容器への負荷が発生するわけではなく、事故の進展は評価事故シーケンスによって大きく異なる。また、「常陽」は低圧システムで、伝熱特性に優れた单相のナトリウムを冷却材に使用していること、1次主冷却系（2ループ）の2重配管引き回し設計としていること、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、原子炉容器外側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。したがって、格納容器破損防止措置はこれらの設計上の特徴も適切に考慮するものとし、原子炉停止機能喪失事象に対しては、原子炉冷却材バウンダリ内での損傷炉心物質の保持を措置の一つとし、崩壊熱除去機能喪失事象に対しては、安全容器内での損傷炉心物質の保持を措置の一つとしている。

さらに、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（以下「大規模損壊」という。）を仮想的に想定し、敷地外への放射性物質の放出抑制措置を講じている。

## 3. 「常陽」の特徴を踏まえた深層防護の全体像

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る評価事故シーケンス選定等の全体概要を第1図及び第2図に、深層防護の全体像を第3図に示す。また、深層防護の基本方針を以下に示す。

(1) 各レベルの独立性

第3レベル以下の設計基準事故対処設備、第4レベルの1の炉心損傷防止措置及び第4レベルの2の格納容器破損防止措置をそれぞれ講じるとともに、前段の措置の機能喪失を仮定して独立性を有する設計としている。

例1：原子炉停止機能喪失事象に対する炉心損傷防止措置（後備炉停止系による原子炉停止）、格納容器破損防止措置（損傷炉心物質の原子炉容器内での冷却・保持）

例2：崩壊熱除去機能喪失事象に対する炉心損傷防止措置（主冷却系自然循環による崩壊熱除去）、格納容器破損防止措置（損傷炉心物質の原子炉容器破損後の安全容器内での冷却・保持）

また、大規模損壊対策については、第4レベルとは独立した設備を設置し、可搬型の設備を活用して位置的分散を図っている。

(2) 各レベルの想定

① 第4レベルの1（炉心損傷防止措置）

選定した評価事故シーケンスに対して炉心損傷防止措置を講じている。炉心損傷防止措置の有効性評価においては、不確かさを考慮した評価を実施しており、炉心損傷防止措置は高い信頼性を有することを確認している。

主中間熱交換器伝熱管の破損に起因する事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷防止で対策する。また、通常運転時にコンクリート遮へい体冷却系等の格納容器破損防止措置の機能に異常が生じる場合も、炉心損傷防止で対策する。

なお、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスは選定されていないが、想定を超える事象が発生した場合には、大規模損壊対策により敷地外への多量の放射性物質の放出を抑制する。

② 第4レベルの2（格納容器破損防止措置）

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、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している。全ての評価事故シーケンスを対象として不確かさの影響も考慮した解析や仮想的な想定を取り入れた保守的な解析を実施することにより、想定される格納容器破損モードの観点からも幅広い事故シーケンスを対象として厳しい条件の下での有効性評価を行っている。

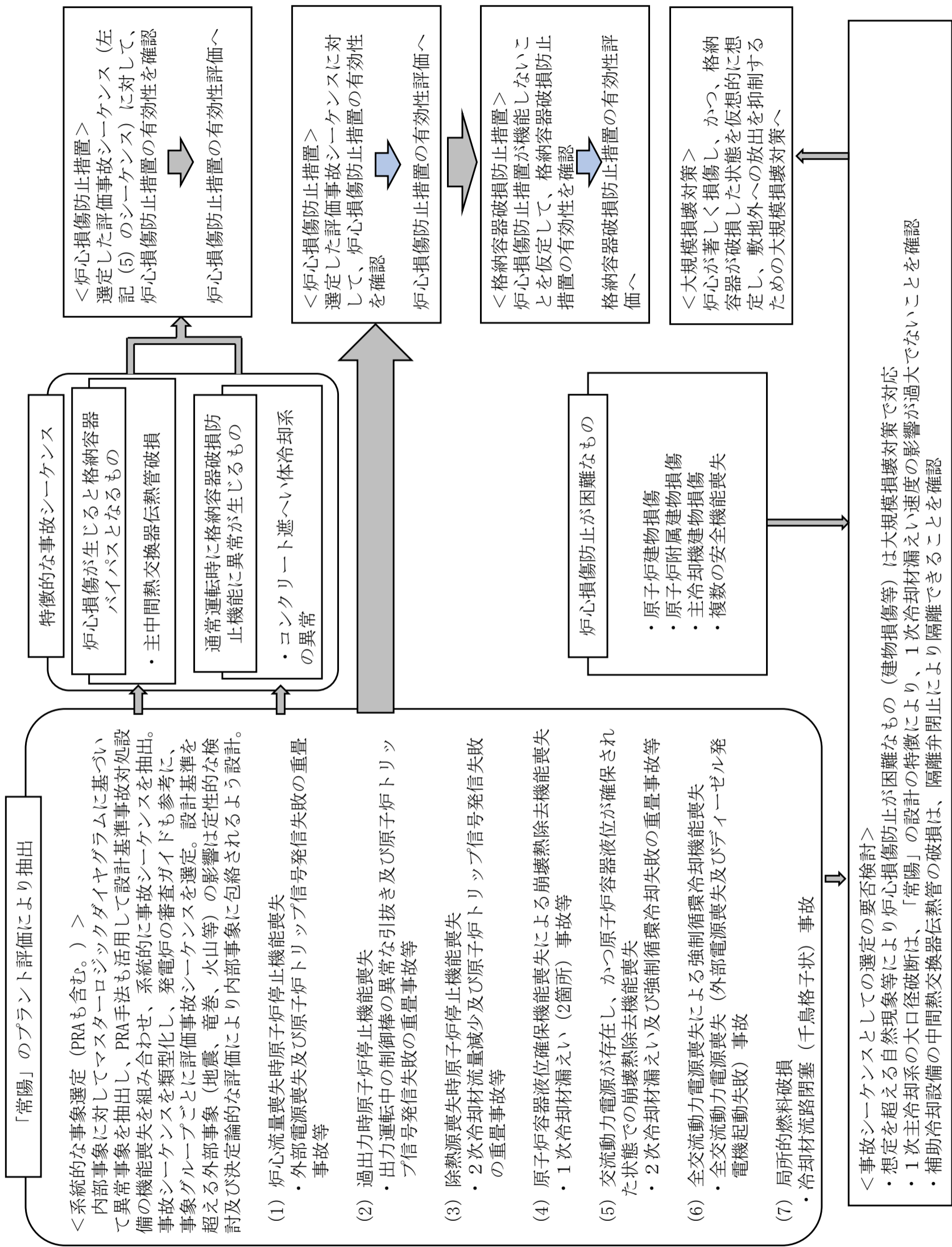
例1：格納容器（床上）へのナトリウム噴出を仮想した格納容器の健全性の評価

例2：損傷炉心物質の発熱を高め設定した条件での原子炉容器／安全容器内での損傷炉心物質の冷却性の評価

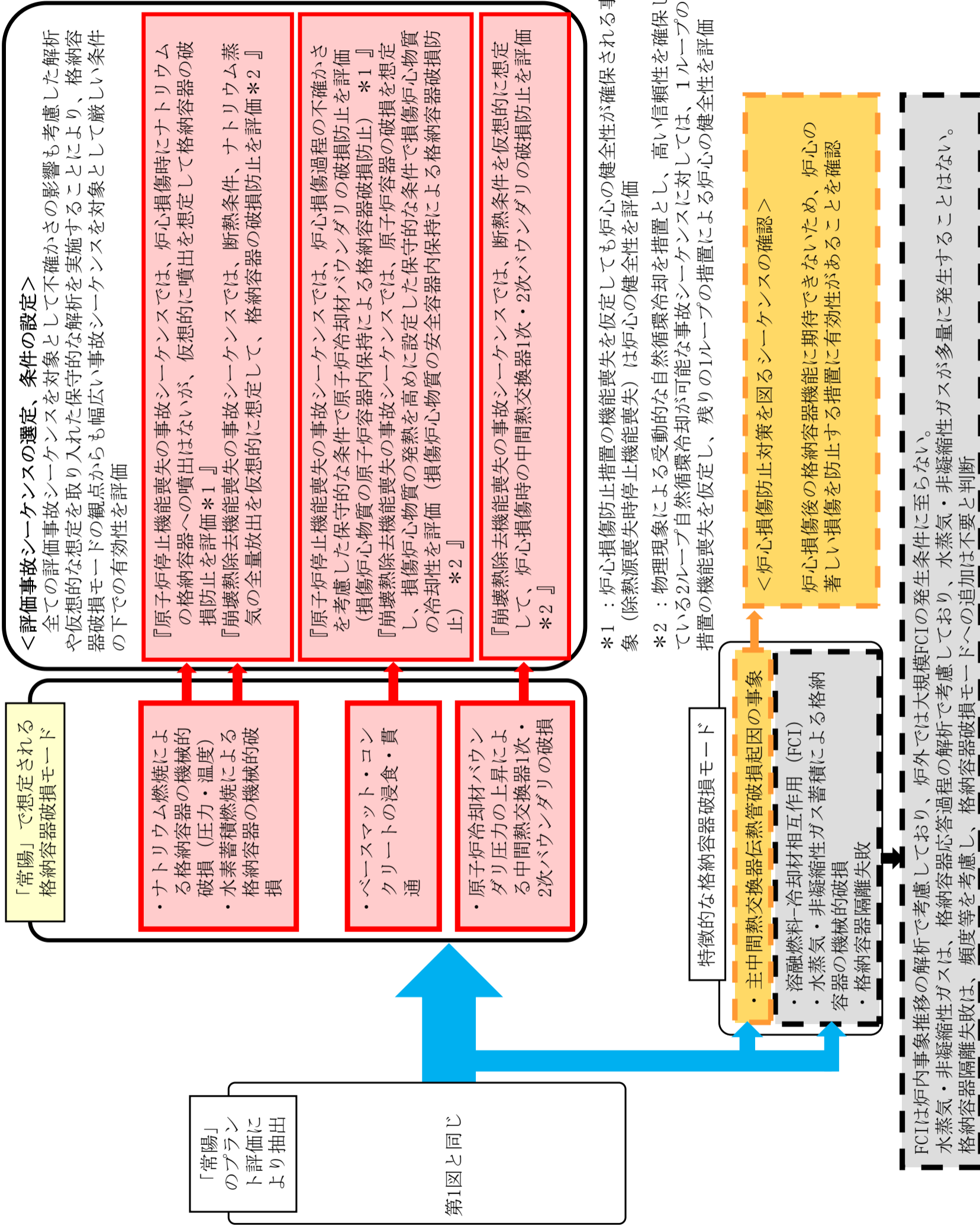
③ 大規模損壊対策

①及び②の対策を講じる想定を大幅に超える自然現象等に起因する大規模な損壊（建物損傷等の防止対策が困難な事象）に対しては、炉心の著しい損傷に加え格納容器が破損した状態を仮想的に想定して対策を講じており、敷地外への多量の放射性物質の放出を抑制する。

以 上

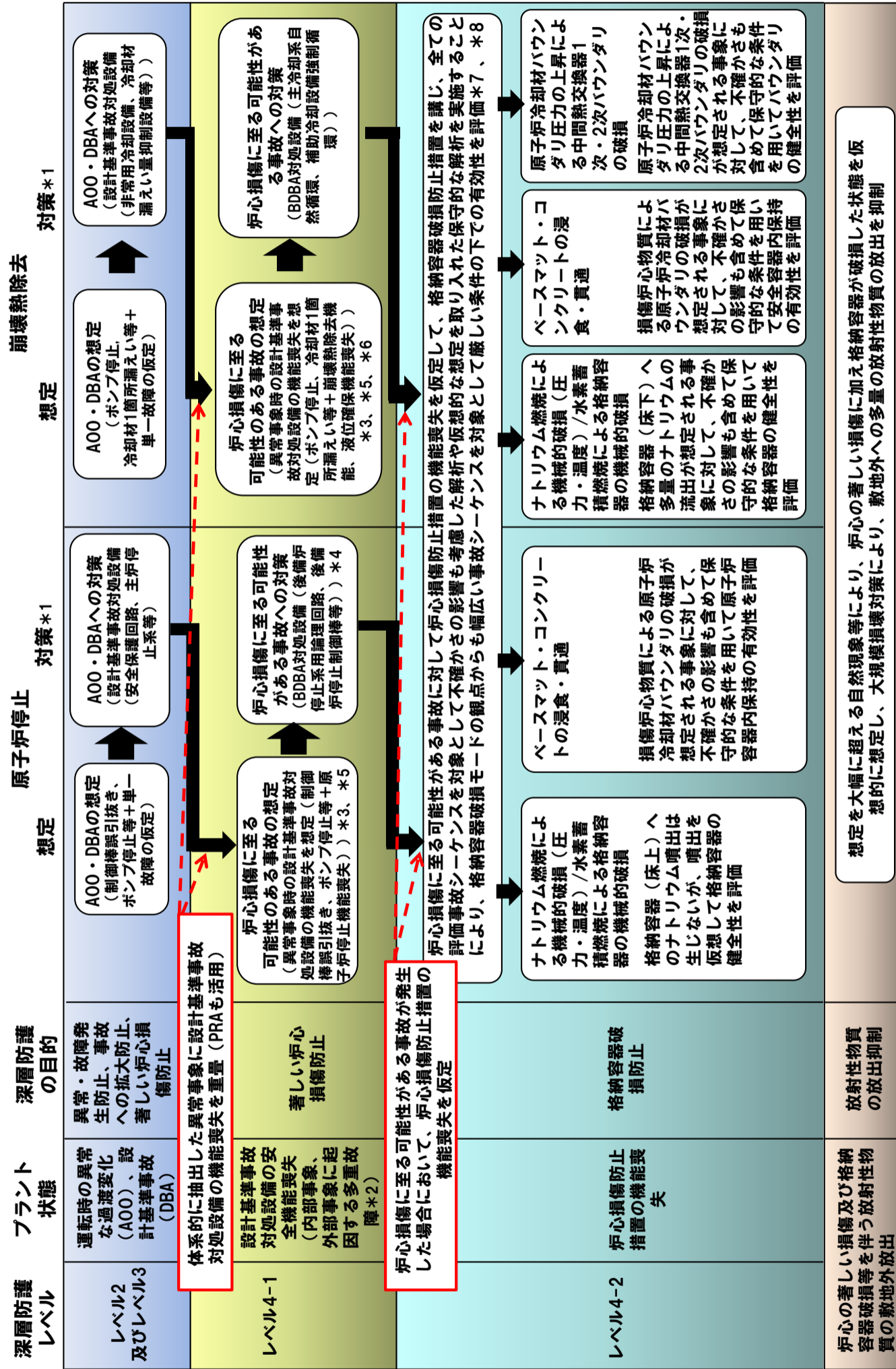


第1図 事象グループ抽出・評価事故シナリオ選定及びこれらへの措置並びに大規模損壊対策の全体概要



第2図 格納容器破損防止に係る評価事故シナリオ選定の全体概要





\*1 : 設計基準事故対処設備、炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置及び大規模損壊対策は他のレベルの対策の機能喪失を仮定し、独立性を有した設計。大規模損壊対策は可搬型の設備を活用

\*2 : 外部事象(地震、竜巻、火山等)の影響は、内部事象に包絡されるように設計

\*3 : 設計基準事故対処設備の機能喪失の組合せにより、炉心の著しい損傷に至るおそれのある事故シーケンスを抽出し、当該事故シーケンスの中から、発電炉の審査ガイドを参考に評価事故シーケンスを選定し、措置の有効性を評価

\*4 : 原子炉停止系を独立2系統化し、後備炉停止系により炉心損傷を防止

\*5 : 主中間熱交換器伝熱管破損を起因とする事象に対しては炉心損傷を防止

\*6 : コンクリート遮へい体冷却系等の格納容器破損防止措置に異常が生じる事象に対しては炉心損傷を防止

\*7 : 炉心損傷防止措置の機能喪失を仮定しても炉心の健全性が確保される事象(除熱源喪失時停止機能喪失)は炉心の健全性を評価

\*8 : 物理現象による受動的な自然循環冷却を措置とし、高い信頼性を確保している2ループ自然循環冷却が可能な事故シーケンスに対しては、1ループの措置の機能喪失を仮定し、残りの1ループの措置による炉心の健全性を評価

第3図 深層防護の基本的な考え方及び全体像

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

炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故及び事象グループの選定に当たっては、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（以下「設計基準事故対処設備」という。）のみをモデル化し、運転開始以降整備している種々の安全対策を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価（出力運転時レベル 1PRA）の結果を活用する。

炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故の選定に当たっては、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、設計基準事故対処設備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ていることとし、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（別添1参照）。

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ーケンス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 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	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ 原子炉スクラム(自動) 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 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
9			冷却材流量	増大 誤動作	通冷却 1次主循環ポンプトリップ	
10	1次冷却系※1	冷却材流量	減少	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ) 1次主循環ポンプ軸固着	1次主循環ポンプトリップ 1次主循環ポンプトリップ	
11			増大	オーバーフロー系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	
12		冷却材 インベントリ	増大	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	炉心流量減少
13			減少	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	
14		圧力	増大	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	
15			減少	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	
16		圧力	増大	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	炉心流量減少
17			減少	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	
18			増大	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	
19			減少	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	
20			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	
21			減少	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	
22		冷却材流量	増大	2次冷却材流量増大	通冷却	炉心流量が確保された状態での過出力
23			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	
24	冷却材 インベントリ	増大	2次主循環ポンプ軸固着	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	
25		減少	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		
26		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		
27		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 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	空気流量	増大	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	炉心流量が確保された状態での過出力	
31		減少	温度制御系故障	通冷却		
32		増大	温度制御系誤操作	通冷却		
33		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
34		増大	温度制御系誤操作	除熱不足		
35		減少	主送風機(1台)故障/トリップ	除熱不足		
36	電源	増大	主送風機軸固着	除熱不足	炉心流量減少 炉心流量が確保され、過出力でない状態 での除熱源喪失※4	
37		減少	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		
38	圧縮空気 供給設備	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	炉心流量減少	
39	増大	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			
40	減少	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(1次補助冷却系)、ナトリウム充填ドレン設備(オーバーフロー系)、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伴う炉心流量減少が生じる。  
 ※4： 2次主循環ポンプ駆動用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から、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)	
	電源	喪失	11	1次主循環ポンプ軸回着	1次主循環ポンプトリップ		1次主循環ポンプ軸回着	
常用電源	冷却材インベントリ	減少	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	
	1次冷却系	冷却材インベントリ	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)
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)	
安全保護回路	原子炉保護系	誤動作	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)	
		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		1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	
炉心	反応度	負	増大	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		
			増大	3	ガス泡の炉心通過	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
			増大	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		
			増大	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		
			増大	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		
			増大	12	オージェン系故障	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	増大	13	主中間熱交換器熱管破損	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
			増大	14	補助中間熱交換器熱管破損	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
圧縮空気供給設備	圧縮空気	喪失	喪失	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		
			喪失	19	他系統からのガス漏入	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	増大	20	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		
			増大	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		
1次冷却系	冷却材流量	増大	増大	25	2次純化系故障	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		
圧縮空気供給設備	圧縮空気	喪失	喪失	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		
炉心	反応度	正	正	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		
			正	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		
1次冷却系	冷却材流量	増大	増大	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	炉心燃料集合体の反転方向の移動	正の反応度の付加		
2次冷却系	冷却材流量	増大	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		※3
常用電源	冷却材インベントリ	減少	減少	31	温度制御系故障	過冷却		2次冷却材流量増大
			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		主冷却器空気流量増大
2次冷却系	冷却材インベントリ	減少	減少	24	2次主循環ポンプ軸回着	2次主循環ポンプトリップ		2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)
			減少	26	2次冷却材漏えい	2次冷却材流量減少		※4
2次冷却系	空気流量	減少	減少	27	主中間熱交換器熱管破損	2次冷却材流量減少		2次冷却材漏えい
			減少	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
2次冷却系	空気流量	減少	減少	34	温度制御系故障	除熱不足		主冷却器空気流量減少
			減少	35	主送風機(1台)故障/トリップ	除熱不足		主送風機風量制御低下
			36	主送風機軸回着	除熱不足			

※1： 保守的に原子炉スクラムに至る上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。

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。

また、異常事象の抽出及び設計基準事故対処設備の安全機能の喪失の要因として補機冷却設備の異常を考慮している（別添 2 参照）。

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（7）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			事故シナリオ	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	成功	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)
		失敗	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			事故シケケンス	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」 リップ）※1、※2	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 リップ）※1、※2	成功	成功	成功	—	—
	失敗	失敗	失敗		
	成功	成功	成功	—	—
	失敗	失敗	失敗		
	成功	成功	成功	—	—
	失敗	失敗	失敗		

※1： 異常事象が「1次主循環ポンプ軸固着」の場合も同じ。

※2： 原子炉手動スクラムも同様であるが、原子炉手動スクラムでは制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗以外は生じない。

※3： 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。ただし、異常事象が「1次主循環ポンプ軸固着」の場合は、第2.3.2図(5)にて展開する。

※4： コンクリート遮へい体冷却系の異常等の原子炉の緊急停止を要さない異常が生じると、運転員は原子炉を通常停止することから、本事故シケケンスにこれらを起因とする事象は含まれない。

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
	成功	成功	成功	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	失敗	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	失敗	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) <sup>※1</sup>	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) <sup>※1</sup>	成功	成功	成功	—	—
	失敗	失敗	失敗		
	成功			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) <sup>※3、※4</sup>
	失敗		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) <sup>※4</sup>
				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) <sup>※4</sup>

※1: 異常事象が「2次主循環ポンプ軸固着」、「2次冷却材漏えい」の場合も同じ。また、主中間熱交換器伝熱管破損の場合も同じ。

※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。ただし、異常事象が「2次冷却材漏えい」の場合は第2.3.2図(6)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。

※4: 主中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなるが、主中間熱交換器伝熱管破損が生じると運転員は原子炉を通常停止することから  
本事故シーケンス(原子炉停止機能喪失)に主中間熱交換器伝熱管破損起因の事象は含まれない。

### 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
				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)
				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	原子炉停止機能			事故シナリオ	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 (「炉容器液位低」)	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次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管)破損)※1	成功	成功	成功	炉心健全※2	—
	失敗	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)※3
	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)※3

※1: 異常事象が「1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)」及び「1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)」の場合も同じ。また、補助中間熱交換器伝熱管破損の場合も同じ。

※2: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(1)にて展開する。ただし、異常事象が「1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)」及び「1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)」の場合は、各々第2.3.2図(2)及び第2.3.2図(3)にて展開する。

※3: 補助中間熱交換器伝熱管破損は炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらすおそれのある事象となるが、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると運転員は原子炉を通常停止することから、本事故シナリオ(原子炉停止機能喪失)に補助中間熱交換器伝熱管破損起因の事象は含まれない。なお、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は2次補助中間熱交換器出入口弁を閉止することから、炉心損傷に至ったとしても破損した伝熱管を通じて格納容器バイパスは防止される。

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) (7)

異常事象※1 1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)	原子炉容器液位確保機能※1		冷却機能		事故シナクセス	事象グループ
	1次主冷却系配管(内管)※2	1次主冷却系配管(外管)※3	安全容器内配管(内管)	1次主循環ポンプボーンモータ々による強制循環補助冷却系による強制循環冷却※4		
	健全	健全	健全	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	健全	健全	健全	失敗	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+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熱除去機能喪失 (PLOHS)
	健全	健全	破損	成功	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次主循環ポンプボーン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の崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)
	健全	破損	破損	失敗	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)
	破損	破損	破損	成功	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)
	破損	破損	破損	失敗	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: 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填システムは配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

※2: 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。

※3: 異常事象と同ループの1次主冷却系配管(外管)の破損。

※4: 1次主循環ポンプボーンモータ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※1	原子炉容器液位確保機能※1		冷却機能		事故シナリオ	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※2	2次主冷却系による除熱		
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	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	健全	健全	失敗	失敗	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+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熱除去機能喪失(PLOHS)
	健全	破損	成功	成功	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	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)
	破損	破損	成功	成功	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による崩壊熱除去機能喪失(LORL)
	破損	破損	失敗	失敗	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による崩壊熱除去機能喪失(LORL)

※1: 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

※2: 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) (2)

異常事象※1 1次冷却材補えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)※2、※3	原子炉容器液位確保機能※1		冷却機能		事故シナケクス	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次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却		
	健全	健全	健全	成功	成功	炉心損傷なし
	健全	健全	健全	失敗	失敗	炉心損傷なし 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) ※4
	健全	破損	健全	成功	成功	炉心損傷なし
	健全	破損	破損	失敗	失敗	炉心損傷なし 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) ※4
	破損	破損	破損	成功	成功	炉心損傷なし
	破損	破損	破損	失敗	失敗	炉心損傷なし 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) ※4
					1次補助冷却系配管破損 (原子炉容器液位:1次主冷却系より低位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失 (LORL)

※1: 1次オーパフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充満ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

※2: 補助中間熱交換器伝熱管破損の場合も同じ。

※3: 異常事象により補助冷却系による強制循環冷却に失敗。

※4: 補助中間熱交換器伝熱管破損は炉心損傷が生じると格納容器バイパスをまたらすおそれのある事象となる。なお、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は2次補助中間熱交換器出入口弁を閉止することから、炉心損傷に至ったとしても破損した伝熱管を通じた格納容器バイパスは防止される。

### 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次主循環ポンプモータによる強制循環2ループとも失敗 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。また、コンクリート遮へい体冷却系の異常等に伴う原子炉通常停止の場合も同じ

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		事故シーケンス	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グループとも失敗	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	炉心損傷なし	炉心損傷なし
		失敗	1次主循環ポンプモータによる強制循環2グループとも失敗 + 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		
2次冷却材漏えい※1	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	成功	失敗※2	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熱除去機能喪失 (PLOHS) ※1
	失敗	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の崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS) ※1

※1: 主中間熱交換器伝熱管破損の場合も同じ。主中間熱交換器伝熱管の破損に起因する事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷防止で対策する。

※2: 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				事故シナケンス	事象グループ
	ディーゼル発電機起動	1次主循環ポンプモニター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	成功	2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	炉心損傷なし
	失敗	失敗	失敗	失敗		
	成功	成功	成功	成功	2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	炉心損傷なし
	失敗	失敗	失敗	失敗	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	炉心損傷なし
	成功	成功	成功	成功	ディーゼル発電機(2台)起動失敗	全交流動力電源喪失(SBO)

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)

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)

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)

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)

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)

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)

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)

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3参照)。

- (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4参照）。

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。

ここで、d. 「事象グループの中の特徴を代表している。」については、設計基準事故対処設備の安全機能を対象とした内部事象に関する確率的リスク評価（出力運転時レベル 1PRA）により定量化した炉心損傷頻度を参照した（別添 5 参照）。

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」
- (iii) 「1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

#### 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（i）及び（ii）の事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。また、本原子炉施設の特徴として、主冷却系を２ループで構成し、1次主循環ポンプの主電動機運転時とポニーモータ運転時でポンプ本体を共用していることを踏まえ、格納容器破損防止措置との機能依存性も考慮し、a.（系統間機能依存性）及びb.（余裕時間）の評価結果が相対的に高く、かつ、d.（代表性）の評価結果が相対的に高くなった上記の（iii）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。

(iii) 「1次主循環ポンプ軸固着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1次主循環ポンプの軸が固着した後、「1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、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」
- (iii) 「2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

## 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）が『高』かつ d.（代表性）が『中』以上の相対的に高い事故シーケンスとして、上記の3つの事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。なお、2次冷却材漏えいの除熱機能への影響が有意という本原子炉施設の特徴を踏まえ、a.（系統間機能依存性）が相対的に高く、かつ、d.（代表性）の評価結果が相対的に高くなった上記の（iii）の事故シーケンスを評価事故シーケンスに含めた。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。

- (iii) 「2次冷却材漏えい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次主冷却系の主配管が破損し、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次冷却材流量減少及び主中間熱交換器での除熱能力低下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（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」
- (ii) 「1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）

#### 破損の重畳事故」

(iii) 「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故」

#### 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、a.（系統間機能依存性）、c.（設備容量）及び d.（代表性）の評価結果が高となった上記の3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2.5.4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（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次主冷却系の安全容器内配管（内管）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。

(ii) 「1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」

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（内管）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、1次主冷却系の配管（外管）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、1次主冷却系の配管（外管）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。

(iii) 「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次補助冷却系の配管（内管）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、1次補助冷却系の配管（外管）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、1次補助冷却系の配管（外管）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」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)) (1/3)

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.	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」	低	低	低	高	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	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、原則、一律『低』とするが、格納容器破損防止措置との機能依存性を有するものを『中』とする。			
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	高		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、原則、一律『低』とするが、炉心流量減少速度の速い軸固着は『中』とする。			
● 3 外部電源喪失 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	低	低	低	高	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	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。			
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		d. 代表性 PRAの結果を参照して以下のとおりとする。 10%以上の寄与 : 『高』 1%以上10%未満の寄与 : 『中』 1%未満の寄与 : 『低』			
5 外部電源喪失 + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗	低	低	低	中	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	d. 代表性 PRAの結果を参照して以下のとおりとする。 10%以上の寄与 : 『高』 1%以上10%未満の寄与 : 『中』 1%未満の寄与 : 『低』			
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					
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	低	低	低	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) (注1) + 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					

● : 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2.5.1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 (ILOF)) (2/3)

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.	
●	12	1次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「1次冷却材流量低」	中	中	低	中	<p>また、主冷却系を2ループで構成し、1次主循環ポンプの主電動機運転時とポンプモーター運転時でポンプ本体を共用している本原子炉施設の特徴を踏まえ、a. 系統間機能依存性及びb. 余裕時間の評価結果が相対的に高く、かつ、d. (代表性) の評価結果が相対的に高い‘12’を評価事故シナリオとして選定する。</p>
	13	1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) ＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」	低	低	低	中	
	14	1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) ＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」	低	低	低	低	
	15	1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (破損)) (注2) ＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」	低	低	低	中	
	16	1次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	中	中	低	低	
	17	1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) ＋ 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	低	低	低	低	
	18	1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) ＋ 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	低	低	低	低	
	19	1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (破損)) (注2) ＋ 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	低	低	低	低	

4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第 2.5.1 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)) (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.	
20	1 次主循環ポンプ軸固着 + 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	中	中	低	低	
21	1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系配管 (内管) 破損) + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗		低	低	低	低	
22	1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗		低	低	低	低	
23	1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) (注 2) + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗		低	低	低	低	
24	2 次冷却材漏えい (注 3) + 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。

(注 1) 炉心冷却への影響が同等であることから 2 次主循環ポンプ軸固着を含めた。

(注 2) 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらすおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損は異常事象「1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (内管) 破損)」の中に含めたが、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は異常を検知して原子炉を通常停止することから、本事故シナリオ (原子炉停止機能喪失) に補助中間熱交換器伝熱管破損起因の事象は含まれない。なお、補助中間熱交換器出入口弁を閉止することから、炉心損傷に至ったとしても破損した伝熱管を通じた格納容器バイパスは防止される。

(注 3) 異常事象「2 次冷却材漏えい」には炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらす主中間熱交換器伝熱管破損が含まれるが、主中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は異常を検知して原子炉を通常停止することから、本事故シナリオ (原子炉停止機能喪失) に主中間熱交換器伝熱管破損起因の事象は含まれない。

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.	
● 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ンターロ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	中	<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従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、他の異常現象を起因とした場合と比べ、正の反応度添加率が大きいことから、相対的に現象進展が早く炉心損傷までの余裕時間が短い。</p> <p>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 PRA の結果を参照して UTOP の頻度が原子炉停止機能喪失の事象グループである ULOF 及び UL OHS と比べて 1桁程度低いことを考慮し、以下のとおりとする。 10%以上の寄与 : 『中』 10%未満の寄与 : 『低』 なお、PRA では事故シナリオ '2' 及び '5' は炉心損傷に至らないと評価していることを踏まえて、『低』とした。</p>
● 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	
● 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)」	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	低	低	低	低	
● 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		低	高	低	低	
● 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	
● 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つの着眼点から厳しい順に『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	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 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」	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	高	<p>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のうち、b.が『高』かつd.が『中』以上の相対的に高い事故シークエンスを措置毎に抽出し、‘1’及び‘3’を評価事故シークエンスに選定する。</p> <p>また、主冷却系を2ループで構成し、2次冷却材漏えいの除熱機能への影響が有意という原子炉施設の特徴を踏まえ、a.系統間機能依存性の評価結果が相対的に高く、かつ、d.（代表性）の評価結果が相対的に高い‘6’を評価事故シークエンスとして選定する。</p>
		低	低	低	高	
● 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」	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	低	低	低	高	
		低	高	低	中	
● 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	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	中	
		低	低	低	中	
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	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	低	高	低	中	
		低	低	低	中	
● 5 2次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉トリップ信号※※発信失敗 ※：「2次冷却材流量低」	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	中	
		中	高	低	中	
● 6 2次冷却材漏えい(注1)＋ 原子炉トリップ信号※※発信失敗 ※：「原子炉入口冷却材温度高」	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	低	高	低	低	
		中	高	低	低	
● 7 2次主循環ポンプ軸固着＋ 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	
		中	高	低	低	
● 8 2次冷却材漏えい(注1)＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗		中	高	低	低	

●：選定した評価事故シークエンス

(注1) 異常現象「2次冷却材漏えい」には炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたす主中間熱交換器伝熱管破損が含まれるが、主中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は原子炉を通常停止することから、本事故シークエンス（原子炉停止機能喪失）に主中間熱交換器伝熱管破損起因の事象は含まれない。

第2.5.4表 評価事故シークエンスの選定表 (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
		液位確保	炉心冷却	a.	b.	c.	d.	
●	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	主冷却系サイフレーション	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	高	高	a. (系統間機能依存性) 及び c. (設備容量) の評価結果が『高』となった事故シークエンス '1'、'4' 及び '5' を評価事故シークエンスに選定する。
	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	不要		低	低	低	高	
	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	不要	補助冷却系による強制循環冷却	高	低	低	中	
●	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	①自然循環冷却 (2ループ)、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	高	高	
●	5 1 次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) (注1) + 1 次補助冷却系配管 (外管) 破損	補助冷却系サイフレーション		高	低	高	高	

●: 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』、『低』とした。

(注1) 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらすおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損は異常事象「1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損)」の中に含まれたが、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、2次補助冷却系からの冷却材流入が生じ、原子炉容器液位の低下要因にならないことから、本事故シークエンスに補助中間熱交換器伝熱管破損は含まれない。



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の崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)) (1/4)

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.	a.	b.	c.	d.	
●	外部電源喪失 + 1 次主循環ポンプモータ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	高	a. 系統間機能依存性 系統間機能依存性は、それぞれの事故シークエンス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。なお、コンクリート遮へい体冷却系の異常に伴う原子炉スクラム時には、原子炉容器外面冷却機能が低下する場合があります。	c. (設備容量) 及び d. (代表性) の評価結果が『高』となった事故シークエンスの中から常用系の動的機器全ての機能喪失をもたらす点で外部電源喪失が起因の事故シークエンスが高い代表性を有すると判断し、'1' を評価性を有するシークエンスに選定する。 また、試験炉設置許可基準規則の解釈に基づき、冷却材漏えい時の強制循環冷却の失敗として冷却材漏えいが含まれる事故シークエンスの中から追加選定する。該当するものうち、c. (設備容量) の評価結果が『高』、a. (系統間機能依存性) 及び d. (代表性) の評価結果が『中』となった事故シークエンス '13' と '24' に着目し、1 次冷却材漏えいを起因とした事故シークエンス (1 次主冷却系配管は 2 重管のため冷却材流路を喪失しない) に比べ、2 次冷却材漏えいを起因とした事故シークエンス (当該系統の冷却材流路を喪失する) の方が相対的に厳しいことから、'13' を評価事故シークエンスに選定する。		
			低	高	高	a. 系統間機能依存性 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』			
	低	高	高	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。					
	低	高	高	c. 設備容量 設備容量は、崩壊熱除去機能を喪失した際の崩壊熱レベルに着目し、相対的に崩壊熱除去機能を喪失するまでの時間の長い「2 次主冷却系による除熱の失敗」を含む事故シークエンスを『低』とし、動的機能である「1 次主冷却系、補助冷却系による強制循環冷却の失敗」を含む事故シークエンスを『高』とする。					
	低	高	高						
	低	高	高						
	低	高	高						
●	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)) (2/4)

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	主冷却器空気流量減少 + 1 次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	低	低	高	中	d. 代表性 PRA の結果を参照して以下のとおりとする。 10%以上の奇与 : 『高』 1%以上 10%未満の奇与 : 『中』 1%未満の奇与 : 『低』
		低	低	高	低	
9	2 次循環ポンプ軸固着 + 1 次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	低	低	高	低	
		低	低	高	低	
10	1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系配管 (内管) 破損) + 1 次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	低	低	高	低	
		低	低	高	低	
11	1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) (注 1) + 1 次主冷却系配管 (内管) 破損 + 1 次循環ポンプモニターによる強 制循環冷却失敗	低	低	高	低	
		低	低	高	低	
12	1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) (注 1) + 安全容器内配管 (内管) 破損 + 1 次循環ポンプモニターによる強 制循環冷却失敗	中	低	高	低	
		中	低	高	低	
● 13	2 次冷却材漏えい (注 2) + 1 次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	低	
		中	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。

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の崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)) (3/4)

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.	a.	b.	c.	d.	
14	外部電源喪失 + 2 次主冷却系による除熱失敗	高	低	低	中	a. 系統間機能依存性、b. 余裕時間、c. 設備容量、d. 代表性				
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	中					
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	高	低	低	低					
17	2 次冷却材流量増大 + 2 次主冷却系による除熱失敗	高	低	低	中					
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(注 2) + 2 次主冷却系による除熱失敗	高	低	低	中					
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	中	低	高	低					

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の崩壊熱除去機能喪失（PLOHS））（4/4）

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.	
25	1 次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））（注1）＋ 1 次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗	①自然循環冷却（2ルーブ）、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	高	中	
26	1 次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 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	
27	1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 2 次主冷却系による除熱失敗	補助冷却系による強制循環冷却	高	低	低	
28	1 次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））（注1）＋ 2 次主冷却系による除熱失敗	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	

4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

（注1）炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらずおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損は異常事象「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）」の中に含まれたが、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は異常を検知して2次補助中間熱交換器出入口弁を閉止することから、炉心損傷に至ったとしても破損した伝熱管を通じた格納容器バイパスは防止される。

（注2）異常事象「2次冷却材漏えい」には炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらず主中間熱交換器伝熱管破損が含まれる。

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	低	<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>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> <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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料要素の偶発的破損：『高』</li> <li>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』</li> <li>局所的過熱事象（約30%過出力）、流路閉塞事象（千鳥閉塞）：『低』</li> </ul>
2	局所的過熱事象（約30%過出力）	低	低	低	低	
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	低	高	
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	低	
●	流路閉塞事象（千鳥閉塞）	低	高	低	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。

格納容器破損防止措置の評価事故シーケンスについて
--------------------------

## 1. 評価事故シーケンスの選定の基本的考え方

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。

## 2. 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。

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ーケンスについて以上の特徴を含めて評価を行う。

### 3. 格納容器破損防止措置の有効性評価における評価事故シーケンスの代表性について

実用炉における格納容器破損防止措置の有効性評価では、格納容器破損モードを同定した上でそれぞれの破損モードについて結果を厳しくする評価事故シーケンスを選定することとしている（有効性評価の審査ガイド）。一方、本原子炉施設における格納容器破損防止措置の有効性評価では、格納容器破損モードは定義しないで、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（すなわち、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している。

炉心損傷防止措置の有効性評価のための評価事故シーケンスは、炉心の著しい損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスの中から、系統間機能依存性、余裕時間、設備容量及び代表性を着眼点としてそれぞれの事象グループについて選定したものである（別紙1の第2.5.1表～第2.5.7表）。格納容器破損防止措置の有効性評価において全ての評価事故シーケンスを対象として評価を行うことは、分かりやすく合理的に一貫して評価できること、また合理的・効率的に措置を講じることができる利点があるが、その一方で、全ての事故シーケンスに対する評価結果が記載されないため、格納容器破損防止の観点から評価事故シーケンスの代表性について確認した（添付1：格納容器破損防止措置の有効性評価における評価事故シーケンスの代表性）。

- 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）については、抽出された事故シーケンスは炉心流量減少時の原子炉停止機能喪失であり、このうち、「1次主循環ポンプ軸固着」以外の異常事象を起因とする事故シーケンスは、事故シーケンスによって出力変化、制御棒反応度挿入特性等の解析条件に僅かな差が生じるが、炉心流量減少時に原子炉停止機能喪失により炉心が損傷し、格納容器に負荷が生じる観点では、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスの「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」と同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。「1次主循環ポンプ軸固着」を起因とする事故シーケンスは、炉心流量の減少速度が相対的に速いこと、また、格納容器破損防止措置との機能依存性を有することから、これらの影響は評価事故シーケンス「1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」により確認する。
- 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）については、抽出された事故シーケンスは過出力時の原子炉停止機能喪失であり、事故シーケンスによって出力変化等の解析条件に僅かな差が生じるが、過出力時に原子炉停止機能喪失により炉心が損傷し、格納容器に負荷が生じる観点では、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケ



ンスに包絡される。

- 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）については、抽出された事故シーケンスは除熱源喪失時の原子炉停止機能喪失であり、このうち、「2次冷却材漏えい」以外の異常事象を起因とする事故シーケンスは、事故シーケンスによって冷却材温度、出力変化等の解析条件に僅かな差が生じるが、除熱源喪失時に原子炉停止機能喪失により冷却材温度が昇温し、原子炉入口冷却材温度が上昇する観点では、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスの「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」と同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。「2次冷却材漏えい」を起因とする事故シーケンスは、除熱機能の低下が相対的に大きいこと、また、格納容器破損防止措置との機能依存性を有することから、これらの影響は評価事故シーケンス「2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」により確認する。
- 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）については、評価事故シーケンスの「1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」は液位低下が大きくなる条件であるとともに、炉心溶融と原子炉容器破損により炉心燃料の全量が安全容器に移行することを仮定しており、炉心燃料の安全容器内での安定冷却保持の観点では、抽出された事故シーケンスは同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスの「1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」に包絡される。
- 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）については、1ループの自然循環除熱に期待できる事故シーケンスのグループと2ループの自然循環除熱に期待できる事故シーケンスのグループのそれぞれから評価事故シーケンスを選定しており、代表的かつ厳しい条件となる評価事故シーケンスを選定していることから、抽出された事故シーケンスは同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。
- 局所的燃料破損（LF）については、炉心損傷防止措置によらず破損伝播の可能性は極めて低いが、起こったとしても伝播速度は緩慢であり、評価事故シーケンスにおいて事故の拡大を仮に想定したとしても、その影響は炉心の著しい損傷に至る ULOF に包絡される。

以上のことから、炉心損傷防止措置の有効性評価のための評価事故シーケンスは、格納容器破損防止措置の有効性評価の観点からも代表性を有している。また、全ての事象グループの評価事故シーケンスを一貫して評価することにより、結果的に、本原子炉施設において想定される格納容器への負荷に対して措置が有効性を有することを確認している（添付2：ナトリウム冷却高速炉における格納容器負荷メカニズムについて）。

以上

格納容器破損防止措置の有効性評価における評価事故シナリオの代表性

事象	事故シナリオ (●選定した評価事故シナリオ)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シナリオの代表性
ULOF	<p>●外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗</p> <p>1次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗</p> <p>●1次主循環ポンプ軸固着事故+原子炉トリップ信号発信失敗</p> <p>1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) + 原子炉トリップ信号発信失敗</p> <p>1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 原子炉トリップ信号発信失敗</p> <p>1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) + 原子炉トリップ信号発信失敗</p> <p>●外部電源喪失+原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗</p> <p>1次冷却材流量減少+原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗</p>	<p>代替原子炉トリップ信号が機能せず原子炉停止に失敗</p>	<p>全ての事故で原子炉急速停止に失敗しており、「外部電源喪失」に起因する評価事故シナリオと「1次主循環ポンプ軸固着」以外の異常事象を起因とする事故シナリオでは、過渡変化後のポンプトリップで主循環ポンプがコーストダウンし、同等の事象推移となる。</p>
	<p>1次主循環ポンプ軸固着事故+原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗</p> <p>1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗</p> <p>1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗</p> <p>1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗</p>	<p>後備炉停止系用論理回路が機能せず原子炉停止に失敗</p>	<p>また、「1次主循環ポンプ軸固着」を起因とする事故シナリオは、炉心流量の減少速度が相対的に速いこと、また、格納容器破損防止措置との機能依存性を有することから、これらの影響は評価事故シナリオ「1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」により確認する。</p>
	<p>外部電源喪失+制御棒 (主系) の急速挿入失敗</p> <p>1次冷却材流量減少+制御棒 (主系) の急速挿入失敗</p>	<p>後備炉停止制御棒挿入が機能せず原子炉停止に失敗</p>	

事象	事故シケケンス (●選定した評価事故シケケンス) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き+制御棒 (主系) の急速挿入失敗	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シケケンスの代表性
	急速挿入失敗 2次冷却材流量増大+制御棒 (主系) の急速挿入失敗 主冷却器空気流量増大+制御棒 (主系) の急速挿入失敗 2次冷却材流量減少+制御棒 (主系) の急速挿入失敗 主冷却器空気流量減少+制御棒 (主系) の急速挿入失敗 1次主循環ポンプ軸固着事故+制御棒 (主系) の急速挿入失敗 1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) + 制御棒 (主系) の急速挿入失敗 1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 制御棒 (主系) の急速挿入失敗 1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) + 制御棒 (主系) の急速挿入失敗 2次冷却材漏えい+制御棒 (主系) の急速挿入失敗		
UTOP	●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 2次冷却材流量増大+原子炉トリップ信号発信失敗 主冷却器空気流量増大+原子炉トリップ信号発信失敗 ●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 2次冷却材流量増大+原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗 主冷却器空気流量増大+原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号が機能せず原子炉停止に失敗  制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替炉停止系用論理回路が機能せず原子炉停止に失敗	主冷却器の流量増大は1次系冷却材温度の低下による正の反応度により出力上昇に至るが、その効果は小さく、評価事故シケケンスに包絡される。また、2次冷却材の流量増大は炉心損傷に至らないと評価している。

事象	事故シケケンス (●選定した評価事故シケケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シケケンスの代表性
ULOHS	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 2次冷却材流量減少＋原子炉トリップ信号発信失敗</li> <li>主冷却器空気流量減少＋原子炉トリップ信号発信失敗</li> <li>2次主循環ポンプ軸固着＋原子炉トリップ信号発信失敗</li> <li>● 2次冷却材漏えい＋原子炉トリップ信号発信失敗</li> <li>● 2次冷却材流量減少＋原子炉保護系（スクラム）動作失敗</li> <li>主冷却器空気流量減少＋原子炉保護系（スクラム）動作失敗</li> <li>2次主循環ポンプ軸固着＋原子炉保護系（スクラム）動作失敗</li> <li>2次冷却材漏えい＋原子炉保護系（スクラム）動作失敗</li> </ul>	<p>代替原子炉トリップ信号が機能せず原子炉停止に失敗</p> <p>後備炉停止系用論理回路が機能せず原子炉停止に失敗</p>	<p>主冷却器の流量減少及び2次主循環ポンプ軸固着に起因する事故の事象推移は「2次冷却材流量減少」を起因とする評価事故シケケンスと同等であり、評価事故シケケンスに包絡される。</p> <p>また、「2次冷却材漏えい」を起因とする事故シケケンスは、除熱機能の低下が相対的に大きいことと、また、格納容器破損防止措置との機能依存性を有することから、これらの影響は評価事故シケケンス「2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」により確認する。</p>
LORL	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 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）</li> <li>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）</li> <li>1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損＋安全器内配管（内管）破損）</li> <li>● 1次冷却材漏えい（安全器内配管（内管）破損＋安全器内配管（外管）破損）</li> <li>● 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）</li> </ul>	<p>それぞれの事故シケケンスに対する炉心損傷防止措置が機能を喪失すると、全ての事故で崩壊熱の除去に失敗</p>	<p>評価事故シケケンスの「1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び安全器内配管（外管）破損の重畳事故」は1次冷却材の2箇所での破損を重畳した事故であり、液位の低下が大きくなる箇所を選定している。有効性評価では原子炉容器破損により炉心燃料の全量が安全容器に移行することを仮定した解析を行ってお</p>

事象	事故シナリオ (●選定した評価事故シナリオ)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シナリオの代表性
PLOHS	<p>●外部電源喪失 + 1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗</p> <p>1次主循環ポンプ軸固着 + 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</p> <p>1次冷却材流量減少 + 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</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 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</p> <p>2次冷却材流量増大 + 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</p> <p>2次冷却材流量減少 + 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</p> <p>主冷却器空気流量増大 + 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</p>	<p>主冷却系2ループ中1ループの自然循環に失敗 (受動的な安全機能である自然循環除熱は信頼度が高く、独立した2ループの同時失敗は防止できている)</p>	<p>いずれの事故シナリオでも原子炉停止後の1ループの自然循環に期待する点では共通である。</p> <p>事故シナリオによって初期の炉心流量の減少挙動等に差があるが、原子炉停止後であるためその影響はほとんどなく、崩壊熱による発熱の自然循環冷却という意味では、初期挙動の違いの影響は重要ではない。</p> <p>したがって、評価事故シナリオは代表性を有する。</p>

事象	事故シナリオ (●選定した評価事故シナリオ)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シナリオの代表性
	<p>主冷却器空気流量減少 + 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</p> <p>2 次主循環ポンプ軸固着 + 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</p> <p>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</p> <p>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 次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗</p> <p>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 次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗</p> <p>1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (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</p> <p>● 2 次冷却材漏えい + 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</p> <p>外部電源喪失 + 2 次主冷却系による除熱失敗</p> <p>1 次冷却材流量減少 + 2 次主冷却系による除熱失敗</p> <p>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</p> <p>2 次冷却材流量増大 + 2 次主冷却系による除熱失敗</p>	<p>全ての事故で崩壊熱の除去に失敗</p>	<p>全ての事故シナリオにおいて崩壊熱除去に失敗するため、炉心溶融に至る。評価事故シナリオにおいては、原子炉容器破損により炉心燃料の全量が安全容器に移行することを仮定している。また、2 次冷却材漏えいと同時に主中間熱交換器の除熱能力喪失を想定し</p>

事象	事故シナリオ (●選定した評価事故シナリオ)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シナリオの代表性
	2次冷却材流量減少 + 2次主冷却系による除熱失敗 主冷却器空気流量増大 + 2次主冷却系による除熱失敗 主冷却器空気流量減少 + 2次主冷却系による除熱失敗 2次主循環ポンプ軸固着 + 2次主冷却系による除熱失敗 1次主循環ポンプ軸固着 + 2次主冷却系による除熱失敗 2次冷却材漏えい + 2次主冷却系による除熱失敗 1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) + 2次主冷却系による除熱失敗 1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 2 次主冷却系による除熱失敗 1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) + 2次主冷却系による除熱失敗 1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 1 次主循環ポンプポニータ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	主冷却系2ループ中1ループの自然循環に失敗 (受動的 安全機能である自然循環除熱は信 頼度が高く、独立した2ループの同時失敗は 防止できている) 主冷却系2ループ中1ループの自然循環に失敗 (受動的 安全機能である自然循環除熱は信 頼度が高く、独立した2ループの同時失敗は 防止できている)	評価事故シナリオの代表性 しており、代表的かつ厳しい条件で の評価となっている。 PLOHSの評価事故シナリオ「外 部電源喪失 + 強制循環冷却喪失」 と事象推移は同等 同上
SBO	●外部電源喪失 + デイジーゼル発電機 (2台) 起動失敗	冷却材管路閉塞事象 (千鳥格子状) では、燃 料破損検出系による破損の検出及び原子炉停 止	局所的燃料破損事故は破損伝播 の観点から相対的に猶予時間の短
LF	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		

事象	<p>事故シケンス (●選定した評価事故シケンス)</p> <p>局所的過熱事象 (約 30%過出力)</p> <p>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</p> <p>冷却材流路閉塞事象 (1 サブチャネル閉塞) + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗</p> <p>●冷却材流路閉塞事象 (千塞格子状)</p>	<p>炉心損傷防止措置の機能喪失の影響</p> <p>止に失敗すると、燃料破損の伝播・拡大の可能性がある。その他の事故は破損伝播に長時間かかり原子炉停止に對しての猶予時間が長い。</p>	<p>評価事故シケンスの代表性</p> <p>い冷却材流路閉塞事象 (千塞格子状) に包絡される。なお、破損伝播速度は緩慢であり、仮に多数の集合体に拡大するとともに、炉心損傷の影響は炉心の著しい損傷に至る ULOF に包絡される。</p>
----	---	---	---



## ナトリウム冷却高速炉における格納容器負荷メカニズムについて

格納容器への負荷メカニズムは高圧システムの軽水炉と低圧システムの高速炉では異なり、軽水炉における格納容器破損モードの大半は低圧の高速炉には当てはまらない。また、「常陽」においては仮に炉心の著しい損傷が発生したとしても、原子炉容器または安全容器によりその影響が格納容器に拡大することを防止することができる。なお、実用発電炉では、配管破断に伴う冷却材喪失事故が生じると、設計基準事故の範囲内において格納容器に負荷が発生するとともに、格納容器に放出された水蒸気を格納容器バウンダリの機能を用いて凝縮・回収した水の再循環により炉心の冷却を実施することがあり、格納容器の過圧防止に失敗すると格納容器先行破損に由来する炉心損傷のおそれがある。これに対して、高速炉では設計基準事故の範囲内において格納容器に過大な負荷が生じることはなく、主冷却系又は補助冷却系での炉心冷却が基本のため、そのような事象はない。

以上の安全上の特徴も踏まえ、格納容器への負荷メカニズムは以下及び第 1 表のとおり整理できる。

一般に格納容器に対する負荷メカニズムには機械的要因と熱的要因がある。熱的要因は熔融炉心や炉心デブリ（熔融燃料や燃料デブリ）からの崩壊熱除去能力を喪失して、原子炉容器を熔融貫通し、やがてベースマット・コンクリートが浸食され、格納機能の喪失に至るもので、これは軽水炉においても高速炉においても共通である。機械的要因に関しては、高圧の冷却材に保有される内部エネルギーの放出が重要となる軽水炉に対して、高速炉では即発臨界の超過による核的エネルギーの放出が重要となる。この他に、冷却材としてナトリウムを使用する高速炉ではナトリウムの化学反応に伴う圧力・温度の上昇が重要となる。

第1表 ナトリウム冷却高速炉における格納容器負荷メカニズム

格納容器の破損形態	格納容器への負荷メカニズム	「常陽」での格納容器破損防止の考え方
ナトリウム燃焼による機械的破損	原子炉停止機能喪失系（ATWS系）の事象の炉心損傷の過程で即発臨界超過に伴う機械的エネルギー発生の結果、格納容器床上に噴出されたナトリウムの燃焼に伴う雰囲気圧力の上昇	固有の炉心特性による炉心損傷、即発臨界超過の回避又は過大な機械的エネルギー発生抑制によるナトリウム床上噴出の抑制
水素燃焼による機械的破損	ATWS系又は崩壊熱除去機能喪失系（LOHRS系）事象で原子炉冷却材バウンダリ外での反応で発生した水素が運転床上に移行し蓄積燃焼することによる雰囲気圧力の急上昇	ATWS系では損傷炉心の原子炉容器内保持・冷却、LOHRS系では原子炉容器破損後の安全容器内保持・冷却による、ナトリウム・コンクリート反応に伴う過大な水素発生回避
ベースマット・コンクリートの浸食・貫通	原子炉容器破損後、格納容器底部でのデブリ・コンクリート相互作用によるベースマット・コンクリートの浸食・貫通	LOHRS系では原子炉容器破損後の安全容器内保持・冷却による格納容器底部でのデブリ・コンクリート相互作用の回避
原子炉冷却材バウンダリ圧力の上昇による中間熱交換器バウンダリの破損	PLOHS及びSBOにおいて、炉心損傷の過程で冷却系の過圧及び過温により中間熱交換器のバウンダリ（1次・2次境界）が損傷（格納容器のバイパス）	安全板の開放による1次冷却系の過圧防止で中間熱交換器のバウンダリ破損を防止
その他	熔融燃料・冷却材相互作用（FCI）による圧力急上昇、エネルギー発生による機械的破損	FCIについては炉内は事象推移解析で考慮、炉外は高速炉条件では大規模FCIの発生条件に至らない

事象選定における補機冷却設備の異常の考慮について
--------------------------

## 1. 概要

事故の選定においては、施設の特徴を踏まえた異常事象の抽出を行っている。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している。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（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て分析している。これらの異常事象の抽出及び設計基準事故対処設備の安全機能の喪失の要因として補機冷却設備の異常を考慮している。

## 2. 補機冷却設備の概要

補機冷却設備は、冷却水水槽、補助水槽、冷却塔、揚水ポンプ及び循環ポンプ等から構成する（第1図参照）。補機冷却設備は、揚水ポンプにより冷却水水槽より水を汲み上げ、格納容器雰囲気調整系、コンクリート遮へい体冷却系、使用済燃料貯蔵設備水冷却浄化設備、ディーゼル発電機、圧縮空気供給設備等に冷却水を供給するものであり、各設備等に供給された水は冷却水水槽に還流する。なお、一部の補機冷却設備については、循環ポンプにより、冷却水水槽を經由せず、冷却水を循環する。また、除去した熱は、冷却塔から大気中に放散される。揚水ポンプ及び循環ポンプについては、それぞれ非常用ディーゼル電源系に接続された予備ポンプを設けるものとする。

## 3. 補機冷却設備の異常の考慮

### (1) ディーゼル発電機冷却系

外部電源喪失を異常事象として、これに対する設計基準事故対処設備としてディーゼル発電機2台の起動失敗を選定している。

### (2) 空調系冷却設備

格納容器雰囲気調整系の機能喪失の要因となり、格納容器内温度、圧力が上昇する可能性があるが、この場合には保安規定に基づき、原子炉を停止する。本異常は、炉心の昇温に直接影響を及ぼすものではないため、単独の異常事象としては抽出しておらず、これらが生じた際の原子炉手動停止後の事象進展は、原子炉誤スクラム（手動）の異常事象と同様となる。

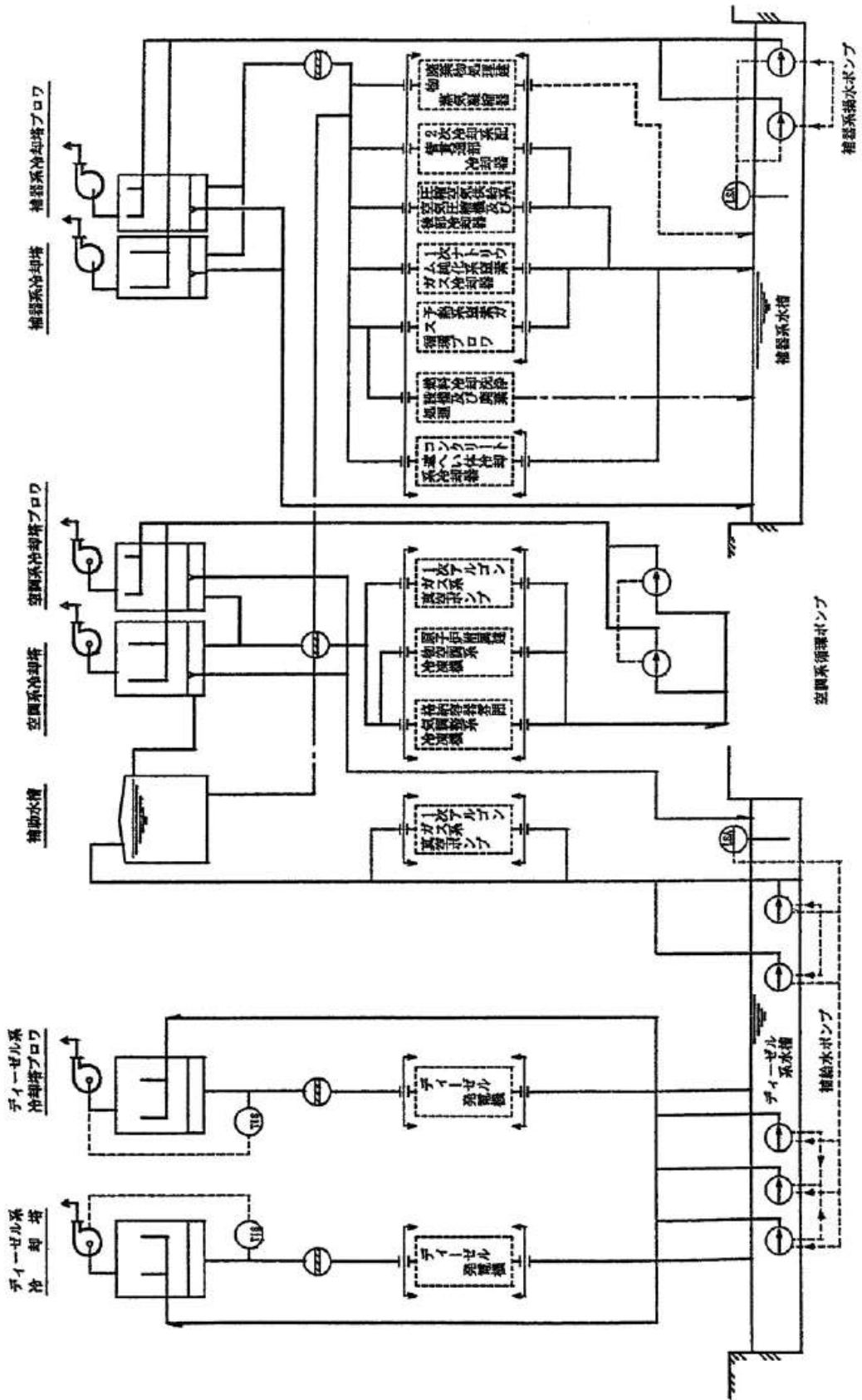
### (3) 補機冷却系冷却設備

コンクリート遮へい体冷却系の機能喪失の要因となり、原子炉を停止する可能性がある。(2)と同様に、本異常は、炉心の昇温に直接影響を及ぼすものではないため、単独の異常事象とし

ては抽出しておらず、本異常が生じた際の原子炉手動停止後の事象進展は、原子炉誤スクラム（手動）の異常事象と同様となる。また、圧縮空気供給設備の機能喪失の原因ともなるが、圧縮空気供給設備の異常は、炉心の昇温に直接影響を及ぼすものであるため、異常事象に選定しており、補機冷却設備の故障は、圧縮空気供給設備の異常の要因の一つとして考慮されている。

以上のとおり、異常事象の抽出及び設計基準事故対処設備の安全機能の喪失の要因として補機冷却設備の異常を考慮している。

以上



第1図 補機冷却設備

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

## 1. 概要

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）に影響が及ぶおそれがある地震と、建物外部へつながる主冷却機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、津波などの地震以外の外部事象に大別される。このうち、津波については、原子炉施設は台地に位置するため、津波により重大な影響を受けるおそれがなく（規則第 5 条の津波による損傷の防止に関して後日提示）、津波による共通原因故障を考慮する必要はない。

## 2. 竜巻

竜巻については、設計基準として 100m/s を設定して防護することとしている。また、これを超えたとしても、基本的安全機能の原子炉停止機能及び原子炉冷却機能は建物により防護されていることから、直接的に大規模に安全機能を喪失させることはなく、内部事象に起因する多重故障を考慮した SBO 又は崩壊熱除去機能喪失事故の事象グループの事象に包絡されると判断している。

## 3. 火山

火山による火砕降下物に対しても、火山からの離隔距離が大きく、噴火時には原子炉を停止する措置を講じることから、火砕降下物による SBO 又は崩壊熱除去機能喪失事故の厳しさは、内部事象に起因する多重故障を考慮した SBO 又は崩壊熱除去機能喪失事故の事象グループの事象に包絡されると判断している。

## 4. 地震

地震については、影響が及ぶ範囲内で共通原因故障の可能性を考慮して、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設計基準事故対処設備の機能喪失を体系的に抽出した。抽出された異常事象を第 1 表に示す。第 1 表のハッチングされた異常事象は、内の事象において抽出されなかったものである。これ以外の異常事象については、内の事象で抽出されたものと同等であり、イベントツリーを展開して得られる事故シーケンスは内の事象と同等である。

その結果、大部分が内の事象で抽出・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）破損である。

また、評価事故シーケンスに包絡されないもの（第 1 表の B：2 ループでの 2 次主冷却系配管破損、主冷却機 4 基の風量制御機能喪失による空気流量増大）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を用いた安全容器外面冷却による放射性物質等の安全容器内保持・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範囲を超えるものについても考慮した。

第1表の3、4、5及び6において、例えば、1次主冷却系配管（内管）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。

また、第1表の12及び13において、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を用いた安全容器外面冷却による放射性物質等の安全容器内保持・冷却）を講じる。

上記の整理は、設計基準地震動を超える地震を想定した場合の耐震裕度に関するナトリウム冷却高速炉での既往評価<sup>[1]</sup>も踏まえたものであり、同評価<sup>[1]</sup>の知見及び高速炉の一般的な安全上の特徴から、設計基準地震動を超えて入力地震動が増大した場合には、①外部電源の喪失、②非常用発電機・1次主循環ポンプ等の動的機器の機能喪失、③建物、配管等の静的機器の機能喪失の順で機能を喪失すると考えられ、この相対的な耐震裕度の関係は本原子炉施設においても同様と考えられる。この点について、本原子炉施設においては、②の動的機器の機能喪失までを想定していることを確認した。なお、原子炉停止機能については、設計基準地震動を一定程度超えても制御棒及び後備炉停止制御棒の停止機能は維持される【後日提示】。

#### 【参考文献】

- [1] 日本原子力研究開発機構、東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価、JAEA-Reserch-2013-001、2013.



第1表 抽出した地震誘引異常事象

炉心への影響※1	抽出した地震誘引異常事象※2		
炉心流量減少	1	地震誘引1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)※3	A
	2	地震誘引外部電源喪失	A
	3	地震誘引1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管1ループ(内管)破損)	A
	4	地震誘引1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管2ループ(内管)破損)	A
	5	地震誘引1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	A
	6	地震誘引1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	A
炉心流量が確保された状態での過出力	7	地震誘引反応度投入	A
	8	地震誘引2次冷却材流量増大	A
	9	地震誘引主冷却器空気流量増大(1基)	A
	10	地震誘引主冷却器空気流量増大(2基~4基)	B
炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	11	地震誘引2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)※3	A
	12	地震誘引2次冷却材漏えい(1ループ)	A
	13	地震誘引2次冷却材漏えい(2ループ)	B
	14	地震誘引主冷却器空気流量減少※3	A
	15	地震誘引主送風機風量瞬時低下※3	A
—	16	地震誘引建物損傷	C

- A：当該異常に始まる事故シーケンスの影響は内的事象で抽出・選定された評価事故シーケンスに包絡される。
- B：当該異常の想定は内的事象で抽出した事故シーケンスに含まれず、解析条件に僅かな差が生じるが、評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響は評価事故シーケンスに包絡されることから、評価事故シーケンスの炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置が適用可能である。
- C：炉心流量減少及び除熱源喪失のみならず、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の機能喪失の可能性を有するため、大規模損壊対策により影響を緩和する。

※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の観点から次のように影響を類型化した。

- (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

※2：設計基準内から設計基準を大幅に超える範囲の地震による共通原因故障の可能性を含めて、①外部電源の喪失、②非常用発電機・1次主循環ポンプ等の動的機器の機能喪失、③建物、配管等の静的機器の機能喪失を考慮し、炉心の著しい損傷に至る可能性がある異常事象に至るものとして、地震誘引異常事象を体系的に抽出した。

※3：異常事象が1ループの流量減少であってもインタロックによって他のループのポンプがトリップし、結果として2ループの流量減少に至る。地震誘引の2ループ流量減少は内的事象で抽出された1ループ流量減少に集約される。

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する範囲の安全機能を対象とした  
内部事象に関する確率論的リスク評価（出力運転時レベル 1PRA）で抽出した  
事故シーケンスについて

### 1. 評価事故シーケンスの選定の基本的考え方

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。

### 2. 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。）を実用発電炉の有効性評価ガイドを参考に選定し、評価を行う。

### 3. 確率論的リスク評価（PRA）で抽出した事故シーケンス

#### 3.1 目的

以下の①～③を目的に、出力運転時における内部事象を対象としたレベル 1PRAを実施し、内部事象に起因して炉心損傷に至る事故シーケンスの同定及び炉心損傷頻度の定量化結果を整理する。なお、レベル 1PRA とは「炉心損傷頻度の評価までを行う確率論的リスク評価」<sup>[1]</sup>である。

- ① PRA で選定した事象グループと 2. で選定した事象グループを比較し、これらが一致することを確認する。（→事象グループの選定に漏れがないことの整理）
- ② PRA で抽出した起因事象及び事故シーケンスと 2. で選定した異常事象及び事故シーケンスを比較し、起因事象については 2. で選定した異常事象に対応付けられることを確認するとともに、PRA で抽出した事故シーケンスが 2. で抽出した事故シーケンスで代表されることを確認する。（→異常事象及

び事故シーケンスが体系的に抽出・選定されていることの整理)

- ③ 2.における評価事故シーケンスは、実用発電炉の有効性評価ガイドを参考に、影響の大きさを考慮した4つの着眼点について評価した結果に基づき選定している。この着眼点のうちの代表性については、頻度の観点で評価している。このため、PRAの定量化結果を基に事故シーケンスの頻度と事象グループにおける寄与割合を整理する。(→事故シーケンスの頻度の整理)

### 3.2 評価対象

評価の対象は、新規規制基準適合性を申請中の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する範囲の安全機能とした。

### 3.3 評価方法

実用炉と同様に、日本原子力学会標準<sup>[1][2]</sup>等を参考に起因事象の選定及び定量化を実施し、共通原因故障、ヒューマンエラー等も考慮してシステム信頼性を評価した。システム信頼性評価では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する範囲の設備及びこれらに必要なサポート系をモデル化し、機器故障率等のパラメータには、「常陽」の故障実績や高速炉機器信頼性データベース等に基づいて値を設定することにより、「常陽」のナトリウム冷却型炉としての安全上の特徴を踏まえた評価としている。

崩壊熱除去機能の使命時間は、崩壊熱と原子炉冷却材バウンダリからの自然放熱が同程度となるまでの期間として、一律1536時間と設定している。後述する起因事象によっては、使命時間が1536時間より短い場合(例:外部電源喪失の場合、外部電源復旧後に起因事象発生前の通常運転状態へ復帰することから、その時点で崩壊熱除去の使命が終わる。)があるが、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律1536時間と設定している。このため、事象グループLORL、PLOHS及びSBOについては、事故シーケンスの発生頻度が過大な値となっている可能性がある。なお、使命時間の評価における崩壊熱は、ノミナル値(最適評価値)を用いている。

### 3.4 起因事象

起因事象は、「通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷、格納容器機能喪失、及び/又は放射性物質などの放出を伴う事故へ波及する可能性のあるもの」<sup>[1]</sup>と定義される。

内部事象を対象としたPRAでは、起因事象を体系的に選定するため、学会標準<sup>[2]</sup>に記された方法の一つであるマスターロジックダイアグラム(MLD)と呼ばれる論理モデルを用いた。起因事象の選定のために作成したMLDを第1表及び第2表に、

選定した起回事象及び起回事象グループを第3表に示す。

本起回事象グループは、第4表に示すとおり、評価事故シーケンスを選定する過程で炉心の著しい損傷に至る原因として選定した異常事象に直接的に対応するか、もしくは、起回事象により異常事象に至ることから、異常事象に対応付けられる。

起回事象グループの発生頻度は、学会標準<sup>[2]</sup>に記載のベイズ統計による推定手法を用いて評価した。起回事象グループの発生頻度の評価の概要を第5表に、評価結果を第6表に示す。

なお、PRAが適用可能でない外部事象については、別途、定性的な検討を実施している。

### 3.5 イベントツリーの作成

条件付分岐確率イベントツリー法<sup>[2]</sup>を適用し、計算コードRISKMANを使用した。主要な緩和機能を有するシステムの成否と事象グループとの関係を模式的に描いたイベントツリー図を第1図に示す。原子炉容器液位確保については、1次冷却系配管が複数破損した場合にLORLと判定した。第1図に示すように原子炉容器液位が確保された状況下での強制循環モードによる崩壊熱除去機能喪失要因のうち、ポニーモータ等への動力電源が全て喪失する事故シーケンスをSBOとして考慮し、動力電源が供給された状況下での強制循環モードによる崩壊熱除去機能喪失をPLOHSとして考慮した。運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する範囲を、補助冷却系の位置づけに着目して整理すると、第7表のNo. 1に示す状態で補助冷却系により崩壊熱除去する場合は設計基準事故の範囲内の対策に位置づけられ、第7表のNo. 2及びNo. 3は設計基準事故を超えた事態への対策に位置づけられる。これを踏まえ、原子炉容器液位が確保された状態で2次主冷却系が2ループとも自然循環冷却機能喪失した状態はPLOHSに分類された。

また、ポニーモータ運転等の動的機能の維持に必要なサポート系についても、機能の依存関係の評価できる詳細度でイベントツリーのヘディングに設定し、機能喪失の影響を考慮した。

### 3.6 評価結果

内部事象を起因とする炉心損傷頻度を算出し、事象グループごとの炉心損傷頻度を整理した結果を第8表に示す。各事象グループにおける起回事象の寄与割合を第9表に示し、ULOF、UTOP、ULOHS、LORL及びPLOHSにおける事故シーケンスの頻度と事象グループにおける寄与割合を第10表～第14表に示す。

## 4. まとめ

PRAにおいて炉心損傷に至る可能性があるとして判定された事故シーケンスは、2. で選定

した事象グループに集約されることを確認した（第1図及び第9表）。

事象グループ ULOF、UTOP、ULOHS、LORL、PLOHS 及び SBO について2.で抽出した事故シーケンスが PRA で得られた事故シーケンス全てを代表することを確認した。

事象グループ ULOF、UTOP、ULOHS、LORL 及び PLOHS における事故シーケンスの頻度と事象グループにおける寄与割合を第10表～第14表のとおり整理した。

## 5. 参考文献

- [1] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義:2018」, AESJ-SC-RK003:2018, 2019年3月
- [2] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル1PRA編):2013」, AESJ-SC-P008:2013, 2014年8月
- [3] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2015」, AESJ-SC-RK001:2015, 2016年3月
- [4] 動力炉・核燃料開発事業団(現日本原子力研究開発機構), 「安全設計評価事象の区分に関する研究」, PNC TN9410 97-050, 1997年5月

第1表 MLD(レベル1から9まで)

レベル1	レベル2	レベル3	レベル4	レベル5	レベル6	レベル7	レベル8	レベル9
頂上事象	リスク源による内訳	放出シナリオ(発生の条件)	原因の所在による内訳	初期運転状態による内訳	炉心損傷シナリオ(発生の条件)	起回事象の発生場所による内訳	起回事象の物理パラメータによる内訳	物理パラメータの増減による内訳
	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	OR条件
環境中への放射性物質の放出	炉心	炉心損傷事故(原子炉冷却材バウナダリへの放射性物質の放出)	内的事象	プラント出力100%で運転中	プラント停止を必要とする起回事象の発生	炉心/1次主冷却系に直接影響する起回事象発生	炉心/1次主冷却系の圧力に影響する事象 炉心の反応度投入 炉心/1次主冷却系の冷却材インベントリに影響する事象 炉心/1次主冷却系の除熱に影響する事象	1次主冷却系圧力増大 1次主冷却系圧力減少 正の反応度投入 負の反応度投入 1次主冷却系インベントリ増大 1次主冷却系インベントリ減少 局所的燃料破損による除熱不足 1次主冷却系流量増大 1次主冷却系流量減少 2次主冷却系インベントリ増大 2次主冷却系インベントリ減少 2次主冷却系流量増大 2次主冷却系流量減少 2次主冷却系圧力増大 2次主冷却系圧力減少 空気流量増大 空気流量減少 誤スクラム 強制循環喪失 電源喪失 圧空喪失 機器冷却喪失
				プラント出力100%未満で運転中	事故緩和系の機能喪失	主冷却機に直接影響する起回事象発生 原子炉保護設備に直接影響する起回事象発生 補助冷却設備に直接影響する起回事象発生 サポーター系に影響する起回事象発生		
				以降省略	以降省略	以降省略		
			外的事象	以降省略				
		原子炉冷却材バウナダリ、格納容器の破損	以降省略					
	炉心以外	以降省略						

第2表 MLD(レベル9から10まで) (1/2)

レベル9	レベル10	
物理パラメータの増減による内訳	具体的起因事象	ID
OR条件	OR条件	
1次主冷却系圧力増大	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE01
	他系統からのガス混入	IE02
1次主冷却系圧力減少	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE03
	1次アルゴンガス系漏えい	IE04
正の反応度投入	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)	IE05
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き(主炉停止系制御棒)	IE06
負の反応度投入	ガス気泡の炉心通過	IE07
	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)	IE08
	制御棒誤挿入	IE09
	制御棒落下	IE10
1次主冷却系インベントリ増大	補助中間熱交換器伝熱管破損	IE11
	1次ナトリウムオーバフロー系故障	IE12
1次主冷却系インベントリ減少	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	IE13
	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	IE14
	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	IE15
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	IE16
局所的燃料破損による除熱不足	局所的燃料過出力	IE17
	局所的冷却材流路閉塞(1サブチャンネル)	IE18
	局所的冷却材流路閉塞(千鳥格子状)	IE19
1次主冷却系流量増大	1次主冷却系流量制御系故障	IE20
1次主冷却系流量減少	1次主循環ポンプA軸固着	IE21
	1次主循環ポンプB軸固着	IE22
	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	IE23
2次主冷却系インベントリ増大	2次ナトリウム純化系故障	IE24
2次主冷却系インベントリ減少	2次冷却材漏えい(Aループ)	IE25
	2次冷却材漏えい(Bループ)	IE26
	2次冷却材漏えい(純化系)	IE27
	主中間熱交換器管側破損	IE28
2次主冷却系流量増大	2次冷却材流量増大	IE29
2次主冷却系流量減少	2次主循環ポンプ軸固着	IE30
	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	IE31
2次主冷却系圧力増大	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE32
2次主冷却系圧力減少	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE33
	2次アルゴンガス系漏えい	IE34
空気風量増大	温度制御系故障(空気流量増大)	IE35
	温度制御系誤操作(空気流量増大)	IE36
空気風量減少	温度制御系故障(空気流量減少)	IE37
	主送風機(1台)故障/トリップ	IE38
	主送風機軸固着	IE39
	温度制御系誤操作(空気流量減少)	IE40

第2表 MLD(レベル9から10まで) (2/2)

レベル9	レベル10	
物理パラメータの増減による内訳	具体的起因事象	ID
OR条件	OR条件	
誤スクラム	原子炉誤スクラム(自動)【アイソレーションなど】	IE41
	原子炉誤スクラム(手動)	IE42
強制循環喪失	2次補助冷却系ナトリウム漏えい	IE43
	2次補助電磁ポンプトリップ	IE44
電源喪失	外部電源喪失	IE45
	無停電電源喪失(6Cインバータ故障)	IE46
	無停電電源喪失(6C電源負荷側故障)	IE47
	無停電電源喪失(6Dインバータ故障)	IE48
	無停電電源喪失(6D電源負荷側故障)	IE49
	無停電電源喪失(6S電源負荷側故障)	IE50
	無停電電源喪失(7C整流装置故障)	IE51
	無停電電源喪失(7C電源負荷側故障)	IE52
	無停電電源喪失(7D整流装置故障)	IE53
	無停電電源喪失(7D電源負荷側故障)	IE54
	無停電電源喪失(7S電源負荷側故障)	IE55
	非常系3.3kVメタクラ1C電源喪失	IE57
	非常系3.3kVメタクラ1D電源喪失	IE58
	非常系400Vパワーセンタ2C電源喪失	IE59
	非常系400Vパワーセンタ2D電源喪失	IE60
	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失	IE61
	非常系400Vコントロールセンタ 2次補助系2S電源喪失	IE62
	非常系200Vパワーセンタ3S喪失	IE63
	原子炉付属建屋3S C/C喪失	IE64
	4C電源盤喪失	IE65
4S電源盤喪失	IE66	
5C電源盤喪失	IE68	
5D電源盤喪失	IE69	
圧空喪失	圧空供給設備故障/圧空漏えい	IE56
機器冷却喪失	機器冷却ファン故障	IE67



第3表 起因事象一覧(1/3)

起因事象グループ		MLDによる起因事象	
IC01	正の反応度挿入	IE05	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)
		IE06	出力運転中の制御棒の異常な引抜き(主炉停止系制御棒)
IC02-1	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	IE13	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)
IC02-2	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	IE14	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)
IC03	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	IE15	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)
IC04	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	IE11	補助中間熱交換器伝熱管破損
		IE16	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)
IC05	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	IE23	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)
IC06-1	1次主循環ポンプA軸固着	IE21	1次主循環ポンプA軸固着
IC06-2	1次主循環ポンプB軸固着	IE22	1次主循環ポンプB軸固着
IC07-1	2次冷却材漏えい(Aループ)	IE25	2次冷却材漏えい(Aループ)
		IE28	主中間熱交換器A伝熱管破損
IC07-2	2次冷却材漏えい(Bループ)	IE26	2次冷却材漏えい(Bループ)
		IE28	主中間熱交換器B伝熱管破損
IC07-3	2次冷却材漏えい(純化系)	IE24	2次ナトリウム純化系故障
		IE27	2次冷却材漏えい(純化系)
IC08	2次主循環ポンプ及び制御系の異常	IE30	2次主循環ポンプ軸固着
		IE31	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)
IC09-1	主冷却器1Aのベーン・ダンパ誤閉	IE37	温度制御系故障(空気流量減少)
IC09-2	主冷却器2Aのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-3	主冷却器1A及び2Aのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-4	主冷却器1Bのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-5	主冷却器2Bのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-6	主冷却器1B及び2Bのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-7	主冷却器異常による除熱不足(主送風機異常による除熱不足)		
		IE39	主送風機軸固着
		IE40	温度制御系誤操作(空気流量減少)
IC10-1	主冷却器1Aのベーン・ダンパ誤閉	IE35/ IE36	温度制御系故障(空気流量増大)/ 温度制御系誤操作(空気流量増大)
IC10-2	主冷却器2Aのベーン・ダンパ誤閉		
IC10-3	主冷却器1A及び2Aのベーン・ダンパ誤閉		

第3表 起因事象一覧(2/3)

起因事象グループ		MLDによる起因事象	
IC10-4	主冷却器1Bのベーン・ダンパ誤開	IE35/ IE36	温度制御系故障(空気流量増大)/ 温度制御系誤操作(空気流量増大)
IC10-5	主冷却器2Bのベーン・ダンパ誤開		
IC10-6	主冷却器1B及び2Bのベーン・ダンパ誤開		
IC11	手動スクラム	IE01	1次アルゴンガス系圧力制御系故障
		IE02	他系統からのガス混入
		IE03	1次アルゴンガス系圧力制御系故障
		IE04	1次アルゴンガス系漏えい
		IE07	ガス気泡の炉心通過
		IE08	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)
		IE09	制御棒誤挿入
		IE10	制御棒落下
		IE12	1次ナトリウムオーバフロー系故障
		IE20	1次主冷却系流量制御系故障
		IE29	2次冷却材流量増大
		IE32	2次アルゴンガス系圧力制御系故障
		IE33	2次アルゴンガス系圧力制御系故障
		IE34	2次アルゴンガス系漏えい
IE41	原子炉誤スクラム(自動)【アイソレーションなど】		
IE42	原子炉誤スクラム(手動)		
IE50	無停電電源喪失(6S 電源負荷側故障)		
IC12-1	無停電電源喪失(6C 電源喪失)	IE47	無停電電源喪失(6C 電源負荷側故障)
IC12-2	無停電電源喪失(6D 電源喪失)	IE49	無停電電源喪失(6D 電源負荷側故障)
IC12-3	無停電電源喪失(7C 電源喪失)	IE51	無停電電源喪失(7C 整流装置故障)
		IE52	無停電電源喪失(7C 電源負荷側故障)
IC12-4	無停電電源喪失(7D 電源喪失)	IE53	無停電電源喪失(7D 整流装置故障)
		IE54	無停電電源喪失(7D 電源負荷側故障)
IC12-5	無停電電源喪失(5C 電源喪失)	IE46	無停電電源喪失(6C インバータ故障)
		IE68	5C 電源喪失
IC12-6	無停電電源喪失(5D 電源喪失)	IE48	無停電電源喪失(6D インバータ故障)
		IE69	5D 電源喪失
IC13	外部電源喪失	IE45	外部電源喪失
IC14	圧空喪失	IE56	圧空供給設備故障/圧空漏えい

第3表 起回事象一覧(3/3)

起回事象グループ		MLDによる起回事象	
IC15	補助冷却系強制循環喪失	IE11	補助中間熱交換器伝熱管破損
		IE43	2次補助電磁ポンプトリップ
		IE44	2次補助冷却系ナトリウム漏えい
		IE55	無停電電源喪失(7S電源負荷側故障)
		IE62	非常系400Vコントロールセンタ 2次補助系2S電源喪失
		IE63	非常系200Vパワーセンタ3S喪失
		IE64	原子炉付属建屋3S C/C喪失
		IE67	機器冷却ファン故障
IC16-1	非常系3.3kVメタクラ1C喪失	IE57	非常系3.3kVメタクラ1C喪失
		IE59	非常系400Vパワーセンタ2C喪失
IC16-2	非常系3.3kVメタクラ1D喪失	IE58	非常系3.3kVメタクラ1D喪失
IC16-3	非常系400Vパワーセンタ2D喪失	IE60	非常系400Vパワーセンタ2D喪失
IC16-4	非常系100V電源盤4C喪失	IE65	非常系100V電源盤4C喪失
IC16-5	非常系100V電源盤4S喪失	IE66	非常系100V電源盤4S喪失
IC16-6	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失	IE61	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失

第4表 炉心の著しい損傷に至る原因として選定した異常事象と対応する起因事象グループ

PRAにおける起因事象グループ		選定した異常事象	選定した異常事象に至る理由
IC01	正の反応度挿入	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	—
IC02-1	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)	Aループ	—
IC02-2		Bループ	
IC03	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)	—
IC04	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)	—
IC05	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)	—
IC06-1	1次主循環ポンプA軸固着	1次主循環ポンプ軸固着	—
IC06-2	1次主循環ポンプB軸固着		
IC07-1	2次冷却材漏えい(Aループ)	2次冷却材漏えい	—
IC07-2	2次冷却材漏えい(Bループ)		
IC07-3	2次冷却材漏えい(純化系)		
IC08	2次主循環ポンプ及び制御系の異常	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	—
		2次主循環ポンプ軸固着	—
IC09-1	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	—
IC09-2			
IC09-3			
IC09-4			
IC09-5			
IC09-6			
IC09-7			
IC10-1	主冷却器空気流量増大	主冷却器空気流量増大	—
IC10-2			
IC10-3			
IC10-4			
IC10-5			
IC10-6			
IC11	手動スクラム	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	左記起因事象が発生するとインタロックにより1次主循環ポンプトリップに至ることから、1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)で代表される。
IC12-1	無停電電源喪失(6C電源喪失)	主冷却器空気流量増大	左記起因事象が発生すると原子炉スクラムと同時に1ループの主冷却機入口ベーン全開に至ることから、主冷却器空気流量増大で代表される。
IC12-2	無停電電源喪失(6D電源喪失)		
IC12-5	無停電電源喪失(5C電源喪失)		
IC12-6	無停電電源喪失(5D電源喪失)		
IC12-3	無停電電源喪失(7C電源喪失)	1次主循環ポンプ軸固着	左記起因事象が発生しても異常な過渡は生じないが、何らかの原子炉トリップ信号が発生すると想定し、さらに、1ループの1次主循環ポンプポニーモータ機能喪失に至ることから、崩壊熱除去機能の一部を喪失する点は、1次主循環ポンプ軸固着で代表される。
IC12-4	無停電電源喪失(7D電源喪失)		
IC13	外部電源喪失	外部電源喪失	—
IC14	圧空喪失	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	左記起因事象が発生すると主冷却機入口ベーンが固定されることから、原子炉出力は定格出力近傍に維持され、炉心の健全性は脅かされないが、原子炉を手動スクラムすると想定した。インタロックにより1次主循環ポンプトリップに至ることから、1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)で代表される。
IC15	補助冷却系強制循環喪失	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	左記起因事象が発生しても異常な過渡は生じないが、何らかの原子炉トリップ信号が発生されると想定し、さらに、崩壊熱除去機能の一部を喪失する点は、1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)で代表される。ただし、原子炉容器液位低下をもたらすものではない。
IC16-1	非常系3.3kVメタクラ1C喪失	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	左記起因事象が発生すると1次主循環ポンプトリップに至ると想定されることから、原子炉停止機能喪失時の影響は、1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)で代表される。
IC16-2	非常系3.3kVメタクラ1D喪失		
IC16-3	非常系400Vパワーセンタ2D喪失		
IC16-4	非常系100V電源盤4C喪失		
IC16-5	非常系100V電源盤4S喪失		
IC16-6	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失		

第5表 ベイズ法を用いた起回事象グループの発生頻度の評価の概要

起回事象グループ	発生要因展開の有無	ベイズ法適用の概要	
IC11、IC13、IC14	無。	Jeffreys 無情報事前分布(注1)を設定	「常陽」の運転経験を尤度に考慮して発生頻度を推定
IC01、IC05、IC06-1、IC06-2、IC08		高速炉の起回事象に関する既往研究 <sup>[4]</sup> を基に事前分布を設定	
IC09-1 ～ IC09-7 、 IC10-1 ～ IC10-6 、 IC12-1 ～ IC12-6 、 IC15、IC16-1～IC16-6	有。 起回事象グループの発生要因を機器故障レベルまで展開し、	「常陽」の運転経験が未考慮の故障率を基に発生頻度の事前分布を設定	
IC02-1、IC02-2、IC03、 IC04、IC07-1、IC07-2、 IC07-3	要因別に発生頻度を評価した後に集計。	「常陽」と「もんじゅ」の運転経験以外の情報を基に故障率の事前分布を設定	「常陽」及び「もんじゅ」の運転経験を尤度に考慮した故障率を評価し、その結果を要因別発生頻度の評価に適用

(注1)学会標準<sup>[3]</sup>の附属書Hの中のH.3.2c)項によれば、Jeffreys 無情報事前分布は事前分布を設定するための事前の情報がほとんどない場合に一般に広く用いられる無情報事前分布に相当する。

第6表 起因事象発生頻度の定量化結果

記号	名称	平均値[/炉年]
IC01	正の反応度挿入	6.3E-03
IC02-1	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	1.4E-03
IC02-2	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	1.7E-03
IC03	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	2.5E-04
IC04	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	1.8E-03
IC05	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	2.8E-02
IC06-1	1次主循環ポンプA軸固着	3.1E-03
IC06-2	1次主循環ポンプB軸固着	3.1E-03
IC07-1	2次冷却材漏えい(Aループ)	3.7E-03
IC07-2	2次冷却材漏えい(Bループ)	3.7E-03
IC07-3	2次冷却材漏えい(純化系)	1.8E-03
IC08	2次主循環ポンプ及び制御系の異常	8.4E-02
IC09-1	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器1Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC09-2	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器2Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC09-3	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器(Aループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07
IC09-4	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器1Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC09-5	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器2Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC09-6	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器(Bループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07
IC09-7	主冷却器異常による除熱不足(主送風機異常による除熱不足)	3.7E-02
IC10-1	主冷却器空気流量増大(主冷却器1Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC10-2	主冷却器空気流量増大(主冷却器2Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC10-3	主冷却器空気流量増大(主冷却器(Aループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07
IC10-4	主冷却器空気流量増大(主冷却器1Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC10-5	主冷却器空気流量増大(主冷却器2Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC10-6	主冷却器空気流量増大(主冷却器(Bループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07
IC11	手動スクラム	4.1E-01
IC12-1	無停電電源喪失(6C電源喪失)	4.1E-04
IC12-2	無停電電源喪失(6D電源喪失)	4.1E-04
IC12-3	無停電電源喪失(7C電源喪失)	3.9E-03
IC12-4	無停電電源喪失(7D電源喪失)	3.9E-03
IC12-5	無停電電源喪失(5C電源喪失)	4.1E-03
IC12-6	無停電電源喪失(5D電源喪失)	4.1E-03
IC13	外部電源喪失	9.3E-01
IC14	圧空喪失	4.0E-02
IC15	補助冷却系強制循環喪失	4.7E-02
IC16-1	非常系3.3KVメタクラ1C喪失	2.2E-03
IC16-2	非常系3.3KVメタクラ1D喪失	4.8E-04
IC16-3	非常系400Vパワーセンタ2D喪失	1.7E-03
IC16-4	非常系100V電源盤4C喪失	1.7E-03
IC16-5	非常系100V電源盤4S喪失	7.4E-04
IC16-6	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失	6.8E-04

第7表 補助冷却系の崩壊熱除去が必要な状態の分類

補助冷却系による崩壊熱除去が必要な状態		補助冷却系の位置づけ
No. 1	原子炉容器液位が確保され、且つ2次主冷却系が1ループ以上自然循環冷却可能な状態で1次主冷却系が2ループとも強制循環機能喪失した状態	設計基準事故の範囲内の対策
No. 2	原子炉容器液位が確保された状態で2次主冷却系が2ループとも自然循環冷却機能喪失した状態	設計基準事故を超えた事態への対策
No. 3	原子炉容器液位が確保されない（すなわち、主冷却系循環液位を下回った）状態	

第8表 炉心損傷頻度の定量化結果

事象グループ	発生頻度 (/炉年)
ULOF <sup>※1</sup>	6.1E-06 (1.2E-05)
UTOP	3.3E-07
ULOHS	6.7E-06
LORL <sup>※2</sup>	7.3E-06
PLOHS <sup>※2</sup>	6.5E-04
SBO <sup>※2</sup>	1.2E-04
合計	8.0E-04

※1： 括弧内の数値は制御棒挿入失敗の共通原因故障を仮定した場合の値

※2： 崩壊熱除去機能の使命時間は、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律1536時間として設定している。このため、事象グループLORL、PLOHS及びSBOについては、炉心損傷頻度が過大な値となっている可能性がある。

第9表 各事象グループにおける起回事象の寄与割合

起回事象グループ	ULOF	UTOP	ULOHS	LORL	PLOHS	SBO
IC01	0.0%	79.4%		0.1%	0.2%	0.1%
IC021	0.9%			18.4%	0.0%	0.0%
IC022	1.1%			21.8%	0.0%	0.0%
IC03	0.2%			17.7%	0.0%	0.0%
IC04	1.2%			13.0%	0.3%	0.0%
IC05	19.1%			0.5%	0.7%	0.6%
IC061	2.1%			0.1%	1.6%	0.1%
IC062	2.1%			0.1%	1.2%	0.1%
IC071	0.0%		2.3%	0.1%	2.1%	0.1%
IC072	0.0%		2.3%	0.1%	2.1%	0.1%
IC073	0.0%			0.0%	0.1%	0.0%
IC08	0.1%		52.6%	1.5%	2.8%	1.7%
IC091	0.0%		5.0%	0.1%	0.2%	0.2%
IC092	0.0%		5.0%	0.1%	0.2%	0.2%
IC093	0.0%		0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
IC094	0.0%		5.0%	0.1%	0.2%	0.2%
IC095	0.0%		5.0%	0.1%	0.2%	0.2%
IC096	0.0%		0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
IC097	0.0%		23.0%	0.6%	1.0%	0.7%
IC101	0.0%	2.4%		0.1%	0.2%	0.2%
IC102	0.0%	2.4%		0.1%	0.2%	0.2%
IC103	0.0%	0.0%		0.0%	0.0%	0.0%
IC104	0.0%	2.4%		0.1%	0.2%	0.2%
IC105	0.0%	2.4%		0.1%	0.2%	0.2%
IC106	0.0%	0.0%		0.0%	0.0%	0.0%
IC11	0.5%			7.0%	10.8%	8.2%
IC121	0.0%	5.2%		0.0%	1.1%	0.3%
IC122	0.0%	5.2%		0.0%	1.1%	0.3%
IC123	0.0%			0.1%	3.7%	2.8%
IC124	0.0%			0.1%	9.6%	2.8%
IC125	0.0%	0.3%		0.1%	1.7%	2.9%
IC126	0.0%	0.3%		0.1%	1.2%	2.9%
IC13	35.9%			16.0%	28.1%	68.8%
IC14	0.0%			0.7%	9.2%	0.8%
IC15	32.0%			0.8%	7.4%	1.0%
IC161	1.5%			0.0%	6.1%	2.2%
IC162	0.3%			0.0%	1.3%	0.5%
IC163	1.1%			0.0%	4.7%	1.7%
IC164	1.1%			0.0%	0.0%	0.0%
IC165	0.5%			0.0%	0.0%	0.0%
IC166	0.0%			0.0%	0.0%	0.0%
合計	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%
2次主循環ポンプ軸固着※	0.0%		3.8%			

※2次主循環ポンプ軸固着の頻度は1次主循環ポンプ軸固着の頻度と同等と考えられる。第6表に示す起回事象グループIC08とIC06-1及びIC06-2の和の発生頻度の比をIC08の事故シーケンスの発生頻度へ乗じて2次主循環ポンプ軸固着起因の事故シーケンス発生頻度を推定した。



第 10 表 ULOF に分類される事故シーケンスの頻度

事故シーケンス	発生頻度(/炉年)	寄与割合
No. 1 外部電源喪失＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「電源喪失」	1. 2E-06	19. 2%
No. 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」	3. 3E-06	54. 1%
No. 3 外部電源喪失＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	9. 6E-07	15. 7%
No. 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	8. 4E-08	1. 4%
No. 5 外部電源喪失＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	6. 8E-08	1. 1%
No. 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	9. 5E-09	0. 2%
No. 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	4. 6E-10	0. 0%
No. 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	3. 0E-08	0. 5%
No. 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	3. 0E-09	0. 0%
No. 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	6. 2E-09	0. 1%
No. 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	5. 0E-09	0. 1%
No. 12 1次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「1次冷却材流量低」	2. 5E-07 (2. 9E-08) (注1)、(注2)	4. 1%
No. 13 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」	1. 2E-07 (注2)	2. 0%
No. 14 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」	1. 0E-08	0. 2%
No. 15 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」	7. 3E-08	1. 2%
No. 16 1次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	6. 4E-09	0. 1%
No. 17 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	3. 1E-09	0. 1%
No. 18 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	2. 6E-10	0. 0%
No. 19 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	1. 9E-09	0. 0%
No. 20 1次主循環ポンプ軸固着＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	4. 5E-10	0. 0%
No. 21 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	2. 2E-10	0. 0%
No. 22 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	1. 8E-11	0. 0%
No. 23 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	1. 3E-10	0. 0%
No. 24 2次冷却材漏えい＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	6. 7E-10	0. 0%
合計	6. 1E-06	100. 0%

(注1) 括弧内の数値は高速炉の起因事象に関する既往研究に国内実用発電炉の電動ポンプの故障率及び信頼性情報を基に事前分布を設定し、発生頻度を評価した値。

(注2) 炉心損傷防止措置として整備する代替原子炉トリップ信号を考慮すれば、2桁程度炉心損傷頻度が低減すると考えられ、頻度の観点では格納容器破損防止措置の有効性評価において考慮すべき事故シーケンスとならないが、事故シーケンスの選定では、設計の特徴も含めて総合的に判断する。

第 11 表 UTOP に分類される事故シーケンスの頻度

事故シーケンス		発生頻度 (/炉年)	寄与割合
No. 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）」	2.5E-07	77.4%
No. 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）」	6.60E-08	20.1%
No. 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	6.4E-09	2.0%
No. 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	1.7E-09	0.5%
合計		3.3E-07	100.0%

第 12 表 UL0HS に分類される事故シーケンスの頻度

事故シーケンス		発生頻度 (/炉年)	寄与割合
No. 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」	3.4E-06	49.4%
No. 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」	2.8E-06	40.2%
No. 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	8.7E-08	1.3%
No. 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	7.1E-08	1.0%
No. 5	2次主循環ポンプ軸固着 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「2次冷却材流量低」	2.5E-07 (2.9E-08) (注1) (注2)	3.6%
No. 6	2次冷却材漏えい + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「原子炉入口冷却材温度高」	3.0E-07 (注2)	4.3%
No. 7	2次主循環ポンプ軸固着 + 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	6.4E-09	0.1%
No. 8	2次冷却材漏えい + 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	7.6E-09	0.1%
合計		6.7E-06	100.0%

(注 1) 括弧内の数値は高速炉の起因事象に関する既往研究に国内実用発電炉の電動ポンプの故障率及び信頼性情報を基に事前分布を設定し、発生頻度を評価した値。

(注 2) 炉心損傷防止措置として整備する代替原子炉トリップ信号を考慮すれば、2桁程度炉心損傷頻度が低減すると考えられ、頻度の観点では格納容器破損防止措置の有効性評価において考慮すべき事故シーケンスとされないが、事故シーケンスの選定では、設計の特徴も含めて総合的に判断する。

第 13 表 LORL に分類される事故シーケンスの頻度

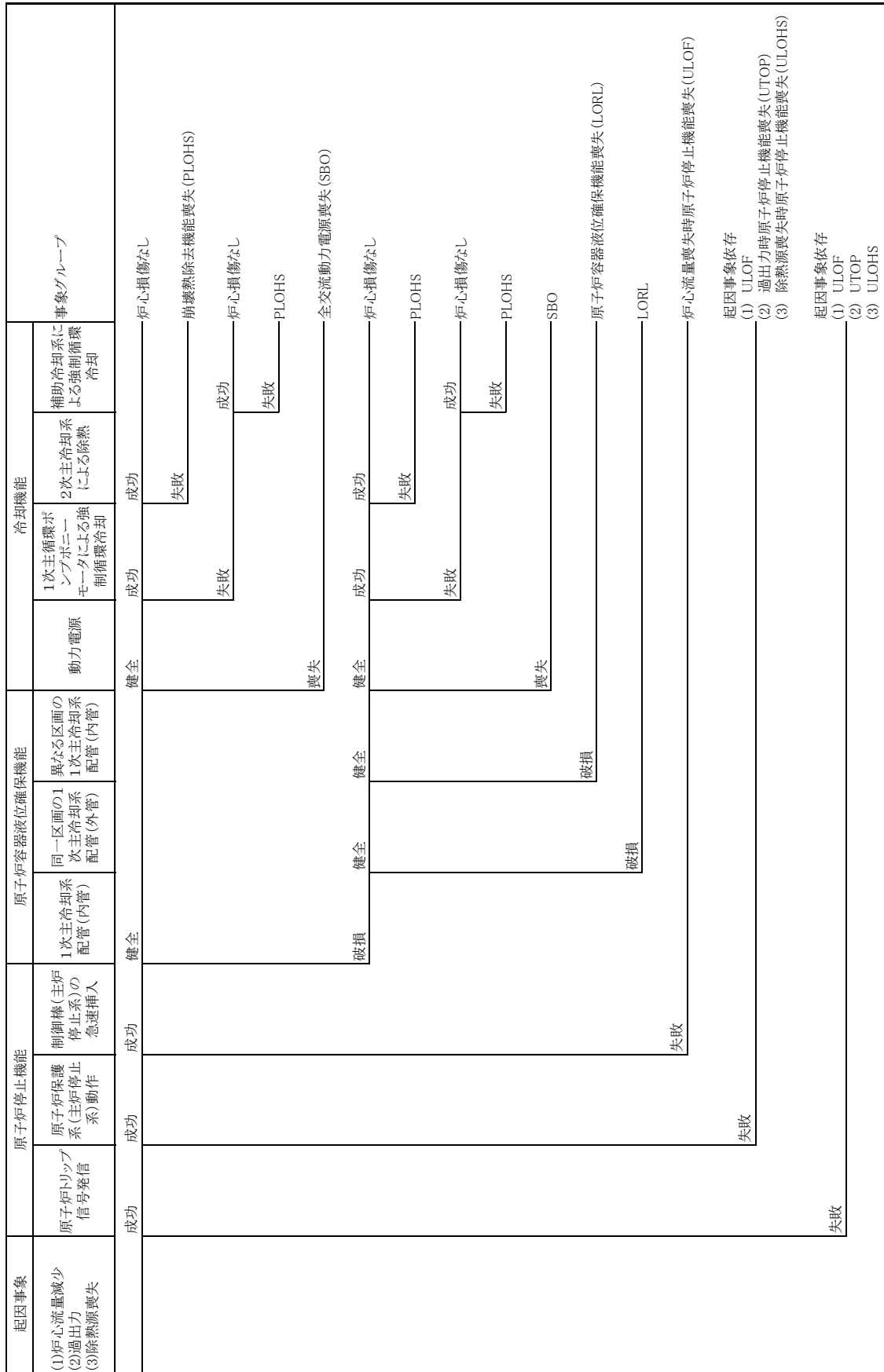
事故シーケンス		発生頻度 (/炉年)	寄与 割合
No.1	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 1次主冷却系配管（外管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループ	2.0E-06	28.0%
No.2	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 1次主冷却系配管（内管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループと異なるループ	1.7E-06	23.0%
No.3	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 安全容器内配管（内管）破損	5.6E-07	7.7%
No.4	1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 安全容器内配管（外管）破損	1.6E-06	21.9%
No.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	1.4E-06	19.4%
	合計	7.3E-06	100.0%

崩壊熱除去機能の使命時間は、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律 1536 時間として設定している。このため、事故シーケンスの発生頻度が過大な値となっている可能性がある。

第 14 表 PLOHS に分類される事故シーケンスの頻度

事故シーケンス	発生頻度 (/炉年)	寄与割合
No. 1 外部電源喪失＋ 1次主循環ポンプポニーモータ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	1.6E-04	24.4%
No. 2 1次主循環ポンプ軸固着＋ 1次主循環ポンプポニーモータ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	1.1E-04	16.1%
No. 3 1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）＋ 1次主循環ポンプポニーモータ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	1.2E-04	18.0%
No. 4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋ 1次主循環ポンプポニーモータ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	9.3E-07	0.1%
No. 5 2次冷却材流量増大＋ 1次主循環ポンプポニーモータ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	6.1E-05	9.3%
No. 6 2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）＋ 1次主循環ポンプポニーモータ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	1.2E-05	1.8%
No. 7 主冷却器空気流量増大＋ 1次主循環ポンプポニーモータ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	3.6E-05	5.5%
No. 8 主冷却器空気流量減少＋ 1次主循環ポンプポニーモータ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	1.0E-05	1.6%
No. 9 2次主循環ポンプ軸固着＋ 1次主循環ポンプポニーモータ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	9.2E-07	0.1%
No. 10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 1次主循環ポンプポニーモータ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	4.8E-07	0.1%
No. 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次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗	4.4E-08	0.0%
No. 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次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗	3.6E-09	0.0%
No. 13 2次冷却材漏えい＋ 1次主循環ポンプポニーモータ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	1.4E-06	0.2%
No. 14 外部電源喪失＋2次主冷却系による除熱失敗	2.5E-05	3.8%
No. 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	2.7E-05	4.1%
No. 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	1.5E-07	0.0%
No. 17 2次冷却材流量増大＋2次主冷却系による除熱失敗	9.8E-06	1.5%
No. 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	5.5E-06	0.8%
No. 19 主冷却器空気流量増大＋2次主冷却系による除熱失敗	2.7E-06	0.4%
No. 20 主冷却器空気流量減少＋2次主冷却系による除熱失敗	2.1E-06	0.3%
No. 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	4.3E-07	0.1%
No. 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	4.7E-07	0.1%
No. 23 2次冷却材漏えい＋2次主冷却系による除熱失敗	2.7E-05	4.1%
No. 24 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 1次主循環ポンプポニーモータ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	4.0E-08	0.0%
No. 25 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗	4.9E-05	7.5%
No. 26 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋2次主冷却系による除熱失敗	7.3E-08	0.0%
No. 27 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋2次主冷却系による除熱失敗	6.0E-09	0.0%
No. 28 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））＋2次主冷却系による除熱失敗	1.2E-06	0.2%
合計	6.5E-04	100.0%

崩壊熱除去機能の使命時間は、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律 1536 時間として設定している。このため、事故シーケンスの発生頻度が過大な値となっている可能性がある。



第1図 イベントツリー

## 【参考】

### 本評価と既往研究との比較

#### 1. 起回事象の選定に関する既往研究との比較

##### 1.1 起回事象の選定手法及び選定結果

起回事象を体系的に選定するため、学会標準<sup>[1]</sup>に記された方法の一つであるマスターロジックダイアグラム (MLD) と呼ばれる論理モデルを用いている。本評価と既往研究において、起回事象の選定のために作成した MLD を第 1 表及び第 2 表に示す。

##### 1.2 構築した MLD に関する既往研究との比較

レベル 10 において具体的に選定した合計 67 の起回事象を既往研究<sup>[2]</sup>で選定された起回事象と比較して第 2 表に示す。

#### 【既往研究との共通点】

選定した起回事象のうち、IE01～IE12、IE16～IE20、IE23～IE24、IE28～IE38、IE40～IE42、及び IE45 は既往研究と同じである。また、起回事象 IE56 は、記載の単純化を図るため、既往研究で選定した起回事象 (IE38 及び IE39) をひとまとめにしたものであり、内容は既往研究と同じである。起回事象 IE39 は、「主送風機トリップ」だけでなく「主送風機軸固着」を考慮していることをわかりやすく明示するため、「1 次主循環ポンプ軸固着」や「2 次主循環ポンプ軸固着」に倣って追加選定したものである。起回事象 IE13～IE15、IE21～IE22、IE25～IE26 については、既往研究で選定した起回事象 (IE13、IE19 及び IE22) を冷却系の複数ループをひとまとめにしていたところ、ループの違いを区別して選定したものであり、内容は既往研究と同じである。

#### 【既往研究との相違点】

一方、起回事象 IE27、IE43～IE44、IE46～IE55 及び IE57～IE69 については、新たに追加されたものであり、緩和機能の一部を従属的に喪失させるおそれのある起回事象になる。事故シーケンスの発生頻度が增大する可能性を有する点で他の起回事象と区別することが重要である<sup>1</sup>。既往研究では、原子炉の運転に必要な主冷却系の一部の機能喪失及び外部電源等のサポート系の機能喪失について考慮されていたが、原子炉の運転に不要な補助冷却系又は外部電源以外の電源については未考慮であった。また、2 次ナトリウム純化系での漏えい (IE27) については、2 重化された弁によって 2 次主冷却系から隔離すれば崩壊熱除去機能が維持されることから無視できると判断していた。これらの点について体系的に考慮するため、既往研究において考慮されていた緩和機

<sup>1</sup> 新たに選定された起回事象と緩和機能喪失の組合せとして表される事故シーケンスを他と区別することは、事故シーケンスの発生頻度の過小評価を防止するために重要である。なお、起回事象によって生じる炉心パラメータの変化、並びに起回事象によって喪失する緩和機能の種類及び数については既往研究において選定された起回事象と緩和機能喪失の組合せとして表される事故シーケンスに集約される。

能喪失要因（例：1次主冷却系及び補助冷却系の強制循環に必要な機器の故障）を対象に、原子炉運転時に当該機能喪失要因が生じた場合の原子炉運転への影響を新たに調査した。結果、第1表のレベル7及び8に「補助冷却系に直接影響する起因事象発生」を追加するとともに、第1表のレベル9には「強制循環喪失」及び補助冷却系のサポート系の機能喪失として「機器冷却喪失」を追加し、第2表のレベル10にはレベル9で新たに追加した内容に対応する具体的な起因事象に加えて、外部電源喪失以外の電源喪失を追加選定した。

第1表 構築したMLDに関する既往研究との比較(レベル1から9まで)

レベル1	レベル2	レベル3	レベル4	レベル5	レベル6	レベル7	レベル8	レベル9
頂上事象	リスク源による内訳	放出シナリオ(発生の条件)	原因の所在による内訳	初期運転状態による内訳	炉心損傷シナリオ(発生の条件)	起件事象の発生場所による内訳	起件事象の物理パラメータによる内訳	物理パラメータの増減による内訳
OR条件	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	OR条件
炉心へ環境中の放射性物質の放出	炉心	炉心損傷事故(原子炉冷却材バウレンダリへの放射性情質の放出)	内的事象	プラント出力100%で運転中	プラント停止を必要とする起件事象の発生	炉心/1次主冷却系に直接影響する起件事象発生	炉心/1次主冷却系の圧力に影響する事象 炉心の反応度に影響する事象 炉心/1次主冷却系の冷却材インベントリに影響する事象 炉心/1次主冷却系の除熱に影響する事象	1次主冷却系圧力増大 1次主冷却系圧力減少 正の反応度投入 負の反応度投入 1次主冷却系インベントリ増大 1次主冷却系インベントリ減少 局所的燃料破損による除熱不足 1次主冷却系流量増大 1次主冷却系流量減少 2次主冷却系インベントリ増大 2次主冷却系インベントリ減少 2次主冷却系流量増大 2次主冷却系流量減少 2次主冷却系圧力増大 2次主冷却系圧力減少 空気流量増大 空気流量減少 誤スクラム 強制循環喪失 電源喪失 圧空喪失 機器冷却喪失
					事故緩和系の機能喪失	以降省略	以降省略	
				プラント出力100%未満で運転中	以降省略			
			外的事象	以降省略				
		原子炉冷却材バウレンダリ、格納容器の破損	以降省略					
	炉心以外	以降省略						

※ハッチング箇所は既往研究<sup>[2]</sup>から新たに追加したものを表す。



第2表 構築したMLDに関する既往研究との比較(レベル9から10まで) (1/2)

レベル9	レベル10		既往研究のレベル10	
物理パラメータの増減による内訳	具体的起因事象	ID	具体的起因事象	ID
OR条件	OR条件		OR条件	
1次主冷却系圧力増大	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE01	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE01
	他系統からのガス混入	IE02	他系統からのガス混入	IE02
1次主冷却系圧力減少	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE03	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE03
	1次アルゴンガス系漏えい	IE04	1次アルゴンガス系漏えい	IE04
正の反応度投入	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)	IE05	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)	IE05
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き(主炉停止系制御棒)	IE06	出力運転中の制御棒の異常な引抜き(主炉停止系制御棒)	IE06
負の反応度投入	ガス気泡の炉心通過	IE07	ガス気泡の炉心通過	IE07
	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)	IE08	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)	IE08
	制御棒誤挿入	IE09	制御棒誤挿入	IE09
	制御棒落下	IE10	制御棒落下	IE10
1次主冷却系インベントリ増大	補助中間熱交換器伝熱管破損	IE11	補助中間熱交換器伝熱管破損	IE11
	1次ナトリウムオーバフロー系故障	IE12	1次ナトリウムオーバフロー系故障	IE12
1次主冷却系インベントリ減少	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	IE13	1次主冷却系漏えい(内管破損:原子炉容器含む)	IE13
	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	IE14		
	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	IE15		
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	IE16	1次補助冷却系漏えい(内管破損)	IE14
局所的燃料破損による除熱不足	局所的燃料過出力	IE17	局所的燃料過出力	IE15
	局所的冷却材流路閉塞(1サブチャンネル)	IE18	局所的冷却材流路閉塞(1サブチャンネル)	IE16
	局所的冷却材流路閉塞(千鳥格子状)	IE19	局所的冷却材流路閉塞(1燃料集合体2/3)	IE17
1次主冷却系流量増大	1次主冷却系流量制御系故障	IE20	1次主冷却系流量制御系故障	IE18
1次主冷却系流量減少	1次主循環ポンプA軸固着	IE21	1次主循環ポンプ(1台)軸固着	IE19
	1次主循環ポンプB軸固着	IE22		
	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	IE23	1次主循環ポンプ故障/トリップ	IE20
2次主冷却系インベントリ増大	2次ナトリウム純化系故障	IE24	2次ナトリウム純化系故障	IE21
2次主冷却系インベントリ減少	2次冷却材漏えい(Aループ)	IE25	2次主冷却系漏えい	IE22
	2次冷却材漏えい(Bループ)	IE26		
	2次冷却材漏えい(純化系)	IE27	—	—
	主中間熱交換器管側破損	IE28	主中間熱交換器伝熱管破損	IE23
2次主冷却系流量増大	2次冷却材流量増大	IE29	2次主冷却系流量制御系故障	IE24
2次主冷却系流量減少	2次主循環ポンプ軸固着	IE30	2次主循環ポンプ(1台)軸固着	IE25
	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	IE31	2次主循環ポンプ(1台)故障/トリップ	IE26
2次主冷却系圧力増大	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE32	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE27
2次主冷却系圧力減少	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE33	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE28
	2次アルゴンガス系漏えい	IE34	2次アルゴンガス系漏えい	IE29
空気風量増大	温度制御系故障(空気流量増大)	IE35	温度制御系故障	IE30
	温度制御系誤操作(空気流量増大)	IE36	温度制御系誤操作	IE31
空気風量減少	温度制御系故障(空気流量減少)	IE37	温度制御系故障	IE32
	主送風機(1台)故障/トリップ	IE38	主送風機(1台)故障/トリップ	IE33
	主送風機軸固着	IE39	—	—
	温度制御系誤操作(空気流量減少)	IE40	温度制御系誤操作	IE34

※ハッチング箇所は既往研究<sup>[2]</sup>から新たに追加したものを表す。

第2表 構築したMLDに関する既往研究との比較(レベル9から10まで) (2/2)

レベル9	レベル10	既往研究のレベル10	
物理パラメータの増減による内訳	具体的起回事象	ID	具体的起回事象
OR条件	OR条件		ID
誤スクラム	原子炉誤スクラム(自動)【アイソレーションなど】	IE41	原子炉誤スクラム(自動)
	原子炉誤スクラム(手動)	IE42	原子炉誤スクラム(手動)
強制循環喪失	2次補助冷却系ナトリウム漏えい	IE43	—
	2次補助電磁ポンプトリップ	IE44	—
電源喪失	外部電源喪失	IE45	外部電源喪失
	無停電電源喪失(6Cインバータ故障)	IE46	—
	無停電電源喪失(6C電源負荷側故障)	IE47	—
	無停電電源喪失(6Dインバータ故障)	IE48	—
	無停電電源喪失(6D電源負荷側故障)	IE49	—
	無停電電源喪失(6S電源負荷側故障)	IE50	—
	無停電電源喪失(7C整流装置故障)	IE51	—
	無停電電源喪失(7C電源負荷側故障)	IE52	—
	無停電電源喪失(7D整流装置故障)	IE53	—
	無停電電源喪失(7D電源負荷側故障)	IE54	—
	無停電電源喪失(7S電源負荷側故障)	IE55	—
	非常系3.3kVメタクラ1C電源喪失	IE57	—
	非常系3.3kVメタクラ1D電源喪失	IE58	—
	非常系400Vパワーセンタ2C電源喪失	IE59	—
	非常系400Vパワーセンタ2D電源喪失	IE60	—
	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失	IE61	—
	非常系400Vコントロールセンタ 2次補助系2S電源喪失	IE62	—
	非常系200Vパワーセンタ3S喪失	IE63	—
	原子炉付属建屋3S C/C喪失	IE64	—
	4C電源盤喪失	IE65	—
4S電源盤喪失	IE66	—	
5C電源盤喪失	IE68	—	
5D電源盤喪失	IE69	—	
圧空喪失	圧空供給設備故障/圧空漏えい	IE56	圧空供給設備故障 圧空漏えい
機器冷却喪失	機器冷却ファン故障	IE67	—

※ハッチング箇所は既往研究<sup>[2]</sup>から新たに追加したものを表す。

## 2. 起回事象グループの発生頻度の評価に関する既往研究との比較

本評価で得た起回事象グループの発生頻度と既往研究<sup>[2]</sup>との比較を第3表～第5表に示す。

第3表には、起回事象のグループ化が既往研究<sup>[2]</sup>と同じ起回事象グループの発生頻度を示している。この中で外部電源喪失の発生頻度は一致しており、その他には差異が認められる。その要因は以下に述べる通りであり、本評価は既往研究<sup>[2]</sup>より現実的な評価であると判断する。

- IC05、IC06-1 及び IC06-2 における差異は、既往研究<sup>[2]</sup>では高速炉の先行 PRA の数値をループ数及び想定稼働率の相違を考慮して「常陽」へ換算した簡易評価であったことが要因である。
- IC08、IC09-1～IC09-7 における差異は設定した事前分布の相違による。既往研究<sup>[2]</sup>では Jeffreys 無情報事前分布<sup>2</sup>を仮定していた。
- IC04 における差異は、ナトリウム配管漏えいの故障率の推定において 1995 年に生じた「もんじゅ」2次系での熱電対鞘管破損事例の集計先を大口径管から小口径管へ変更したことが主要因である。
- IC07-1 及び IC07-2 における差異は、既往研究<sup>[2]</sup>のナトリウム配管漏えい発生頻度が過小であることが主要因である。

第4表には、起回事象のグループ化が既往研究<sup>[2]</sup>と異なる起回事象グループの発生頻度を示している。IC07-3、IC14 については、後述の第5表と同様に既往研究において「IC10 手動スクラム」の一部として含めていたものを分離して新規に追加設定したものであり、発生頻度は新規に評価したものである。同様に IC10-1～IC10-6 については、既往研究<sup>[2]</sup>では「IC01 正の反応度投入」の一部に含めていたものを分離して新規に追加設定したものであり、発生頻度は新規に評価したものである。他の起回事象については、対応する既往研究<sup>[2]</sup>との間に差異がみられる。その要因は以下に述べる通りであり、本評価は既往研究<sup>[2]</sup>より現実的な評価であると判断する。

- IC01、IC02-1、IC02-2 における差異は、尤度に考慮した「常陽」の運転経験が既往研究<sup>[2]</sup>より増加したことが主要因である。
- IC03 における差異は、集計先の変更によって、安全容器内配管の漏えいが新たに集計されたことが主要因である。
- IC11 における差異は、「常陽」の運転経験として尤度に考慮した過去の事例が起回事象に該当するか改めて判定した結果、発生回数及び発生頻度が低減したことが主要因である。

第5表に示した起回事象グループは既往研究<sup>[2]</sup>において「手動スクラム」の一部として含めていたものを分離して新規に追加設定したものであり、発生頻度は新規に評価したものである。

---

<sup>2</sup> 学会標準<sup>[3]</sup>の附属書 H の中の H. 3. 2c) 項によれば、Jeffreys 無情報事前分布は事前分布を設定するための事前の情報ほとんどない場合に一般に広く用いられる無情報事前分布に相当する。

第3表 起回事象のグループ化が既往研究と同じ起回事象グループの発生頻度の比較

記号	名称	平均値 [/ 炉年]	既往研究 <sup>[2]</sup>	
			記号	平均値 [/ 炉年]
IC04	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	1.8E-03	IC03	6.3E-04
IC05	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	2.8E-02	IC05	9.3E-02
IC06-1	1次主循環ポンプA軸固着	3.1E-03	IC04	9.3E-02
IC06-2	1次主循環ポンプB軸固着	3.1E-03		
IC07-1	2次冷却材漏えい(Aループ)	3.7E-03	IC06	4.3E-03
IC07-2	2次冷却材漏えい(Bループ)	3.7E-03		
IC08	2次主循環ポンプ及び制御系の異常	8.4E-02	IC07	1.1E-01
IC09-1	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器1 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03	IC08	1.1E-01
IC09-2	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器2 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC09-3	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器(Aループ2基) ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07		
IC09-4	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器1 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC09-5	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器2 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC09-6	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器(Bループ2基) ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07		
IC09-7	主冷却器異常による除熱不足(主送風機異常による除熱不足)	3.7E-02		
IC13	外部電源喪失	9.3E-01	IC09	9.3E-01

第4表 起回事象のグループ化が既往研究と異なる起回事象グループの発生頻度の比較

記号	名称	平均値 [/ 炉年]	既往研究 <sup>[2]</sup>	
			記号	平均値 [/ 炉年]
IC02-1	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	1.4E-03	IC02-4	3.6E-03
IC02-2	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	1.7E-03		
IC03 (※)	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	2.5E-04	IC02-1 ~3	1.7E-04
IC01	正の反応度挿入	6.3E-03	IC01	6.5E-03
IC10-1	主冷却器空気流量増大(主冷却器1 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC10-2	主冷却器空気流量増大(主冷却器2 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC10-3	主冷却器空気流量増大(主冷却器(Aループ2基) ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07		
IC10-4	主冷却器空気流量増大(主冷却器1 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC10-5	主冷却器空気流量増大(主冷却器2 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC10-6	主冷却器空気流量増大(主冷却器(Bループ2基) ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07		
IC11 (※)	手動スクラム	4.1E-01	IC10	4.8E-01
IC14	圧空喪失	4.0E-02		
IC07-3	2次冷却材漏えい(純化系)	1.8E-03		

(※) 本評価と既往研究との間で起回事象グループの分類が異なるため、平均値が一対一対応していない。

第5表 既往研究から新たに追加した起因事象グループの発生頻度

記号	名称	平均値 [/炉年]	既往研究 <sup>[2]</sup>
IC12-1	無停電電源喪失(6C 電源喪失)	4.1E-04	なし
IC12-2	無停電電源喪失(6D 電源喪失)	4.1E-04	
IC12-3	無停電電源喪失(7C 電源喪失)	3.9E-03	
IC12-4	無停電電源喪失(7D 電源喪失)	3.9E-03	
IC12-5	無停電電源喪失(5C 電源喪失)	4.1E-03	
IC12-6	無停電電源喪失(5D 電源喪失)	4.1E-03	
IC15	補助冷却系強制循環喪失	4.7E-02	
IC16-1	非常系 3.3KV メタクラ 1C 喪失	2.2E-03	
IC16-2	非常系 3.3KV メタクラ 1D 喪失	4.8E-04	
IC16-3	非常系 400V パワーセンタ 2D 喪失	1.7E-03	
IC16-4	非常系 100V 電源盤 4C 喪失	1.7E-03	
IC16-5	非常系 100V 電源盤 4S 喪失	7.4E-04	
IC16-6	非常系 400V パワーセンタ 2S 電源喪失	6.8E-04	

### 3. 1次主循環ポンプ軸固着の発生頻度の評価について

1次主循環ポンプ軸固着は、設計基準事故において想定される異常な状態の一つであり、原子炉施設の寿命期間に生じると考えられないほど発生頻度は低く抑制されているが、炉心流量急減時の原子炉停止機能喪失事象の扱いを頻度の観点から検討することを目的に、発生頻度の推定評価においては運転・故障経験情報の不足に由来する過剰な保守性を排除するため、以下に示す運転・故障経験情報を評価に取り入れた評価も実施した。

#### ● 国内実用発電炉での運転・故障経験情報

国内実用発電炉で使用される電動ポンプ及び本原子炉施設のナトリウム冷却系で使用される電動ポンプはともに国内メーカの技術により原子炉施設用に設計及び製作された点で共通である。使用流体、設計仕様の相違等があるが、これらは同等の信頼性を有すると考えられる。

#### ● 国外のナトリウム冷却高速炉での運転・故障経験情報

国外のナトリウム冷却高速炉のナトリウム冷却系で使用される電動ポンプと本原子炉施設の1次主循環ポンプは、ナトリウムを使用流体とする電動ポンプという点で共通であり、原子炉施設用に設計及び製作された点で共通である。設計仕様の相違等によって不確実さを有するが、同等の信頼性を有すると考えられる。

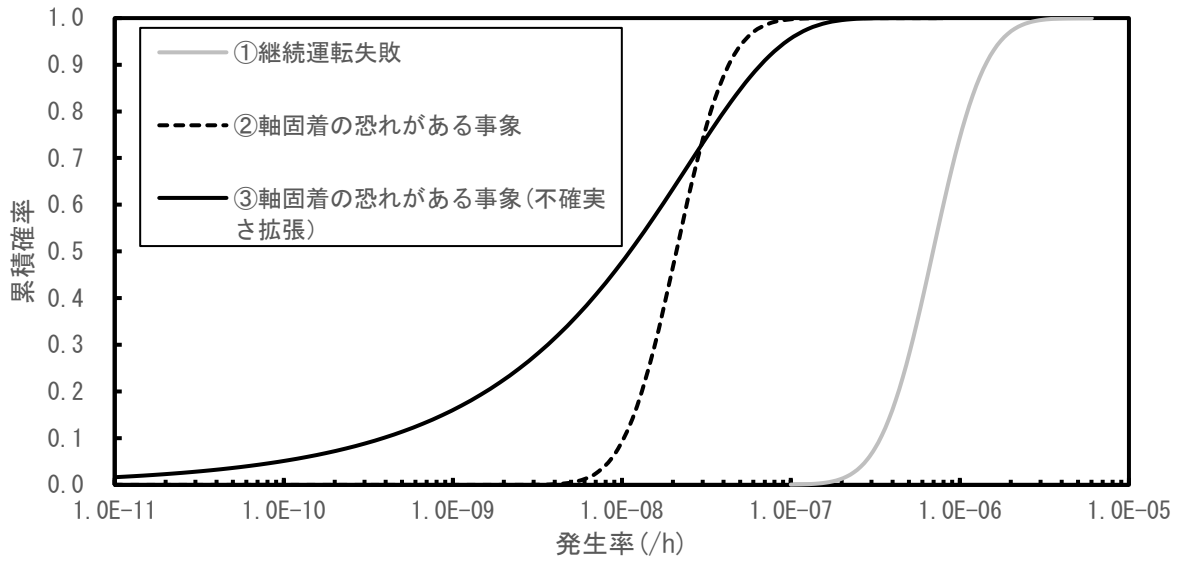
電動ポンプに関する原子炉施設での使用実績に基づくこれら2種類の情報を活用して本原子炉施設の1次主循環ポンプ軸固着の発生頻度を評価するため、ベイズ法を2段階に分けて適用した。

#### ● 第1段階（一般的なナトリウム冷却炉の発生率の推定）

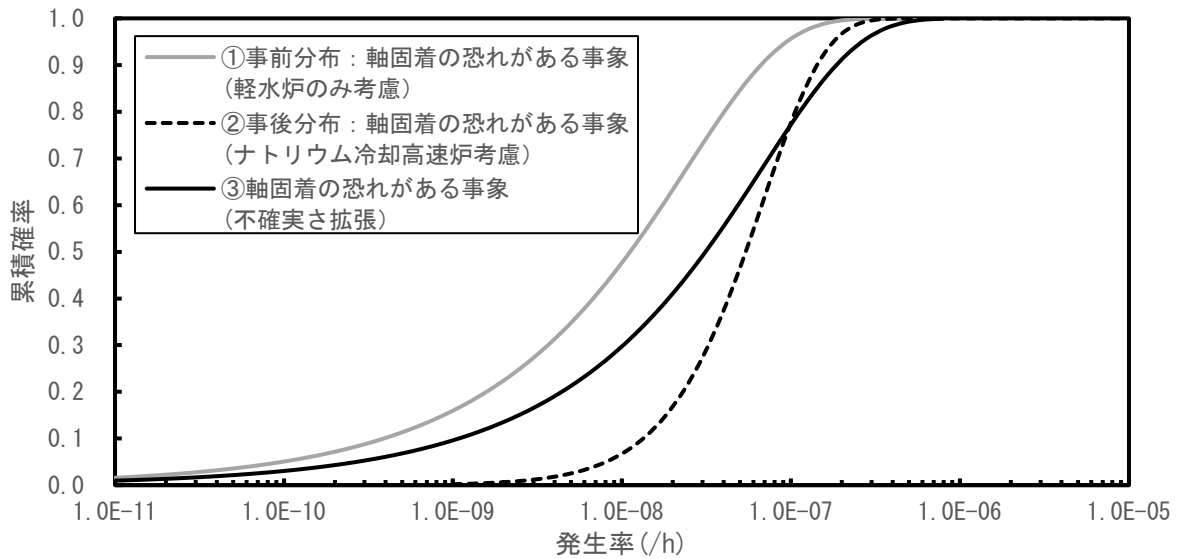
国内実用発電炉のポンプの運転・故障経験から得られる継続運転失敗の故障率<sup>[4]</sup>（第1図の①）及び信頼性データ<sup>[5]</sup>を分析することで継続運転失敗事例33件のうち1件を軸固着のおそれがあると判定し、これらを基に推定される電動ポンプの軸固着の発生率（第1図の②）に不確実さを考慮して得られる確率分布（第1図の③）を事前分布に設定した（第2図の①）。国外のナトリウム冷却高速炉での電動ポンプの運転経験及び軸固着事象の経験に関する情報<sup>[6]</sup>を基に尤度を設定し、ベイズ法により発生率の事後確率分布を求めた（第2図の②）。

#### ● 第2段階（本原子炉施設での発生頻度の推定）

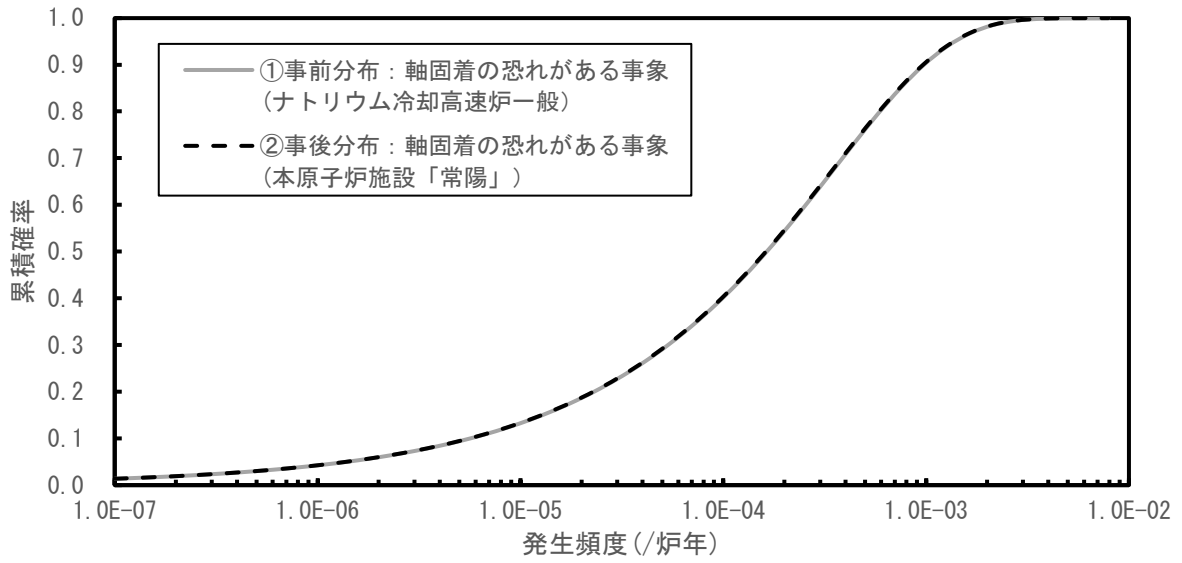
不確実さを考慮するため、第1段階で得られた事後確率分布の拡がりを拡張した（第2図の③）。さらに単位時間当たりの故障率から原子炉の稼働率を考慮した年発生頻度へ単位換算することにより、発生頻度の事前分布に設定した（第3図の①）。本原子炉施設での1次主循環ポンプの運転経験及び軸固着事象の経験に関する情報<sup>[2]</sup>を基に尤度を設定し、ベイズ法により発生頻度の事後確率分布を求めた（第3図の②）。



第1図 国内実用発電炉での使用実績に基づく電動ポンプの故障率の推定



第2図 国外のナトリウム冷却高速炉での使用実績を考慮した故障率の推定



第3図 国内実用発電炉及び国外のナトリウム冷却高速炉での使用実績を考慮した「常陽」の発生頻度の推定



#### 4. 参考文献

- [1] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 1PRA 編):2013」, AESJ-SC-P008:2013, 2014年8月
- [2] 日本原子力研究開発機構, 「高速実験炉「常陽」の確率論的安全評価に係る研究-内の事象に対するレベル 1PSA-」, JAEA-Technology 2009-004, 2009年5月
- [3] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2015」, AESJ-SC-RK001:2015, 2016年3月
- [4] 一般社団法人 原子力安全推進協会, 「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982年度~2010年度 29 ヶ年 56 基データ)」, JANSI-CFR-02, 2016年6月
- [5] ニューシア 原子力施設情報公開ライブラリー, URL:[www.nucia.jp](http://www.nucia.jp) (2020年9月9日情報検索)
- [6] 動力炉・核燃料開発事業団(現日本原子力研究開発機構), 「安全設計評価事象の区分に関する研究」, PNC TN9410 97-050, 1997年5月