

3.8.2 ディーゼル発電機の機能復旧手順

(1) 概要

本手順は、非常用ディーゼル発電機の機能を喪失した際の当該機能の復旧に係る手順である。

(2) 成功基準

非常用ディーゼル発電機の機能復旧手順は、安全性向上のために自主的に講じるものである。

(3) 操作手順

- ① 非常用ディーゼル発電機起動失敗の原因（始動空気圧の低下、燃料切れ、弁状態等）を調査し、可能な場合は復旧し、手動起動する。
- ② 非常用ディーゼル発電機の機関トリップの原因（冷却水異常、潤滑油圧力低低等）を調査し、可能な場合は復旧し、手動起動する。

(4) 操作の成立性

上記の操作は、安全性向上のために自主的に講じるものである。また、通常運転時の作業環境と同様の環境で実施できる操作である。

設計基準事故対処設備等を BDBA に対する措置として使用する場合の信頼性について

原子炉施設は、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、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置を講じたものとする。原子炉施設には、プラント状態に応じて、以下の資機材をあらかじめ整備し、当該措置に使用できるものとする。

- ・ 制御棒及び制御棒駆動系
- ・ 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系
- ・ 制御棒連続引抜き阻止インターロック
- ・ 原子炉保護系（スクラム）
- ・ 原子炉保護系（アイソレーション）
- ・ 後備炉停止系用論理回路
- ・ 原子炉冷却材バウンダリ
- ・ 原子炉カバーガス等のバウンダリ
- ・ 格納容器バウンダリ
- ・ 非常用冷却設備及び補助冷却設備
- ・ 安全容器（コンクリート遮へい体冷却系を含む。）
- ・ 断熱材及びヒートシンク材
- ・ 関連する核計装
- ・ 関連するプロセス計装
- ・ 仮設電源設備（燃料油運搬設備を含む。）
- ・ 仮設計器

発電炉の有効性評価に関する審査ガイドに基づき、これらの資機材のうち、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想定において、故障を想定した資機材を除き、資機材の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び液位等）が確認できた場合には、その機能に期待している。例えば、原子炉停止機能喪失型の事故（ULOF、UTOP、ULOHS）における原子炉停止後の除熱機能等、崩壊熱除去機能喪失型の事故（LORL、PLOHS、SBO）における原子炉停止機能等が該当する。

資機材	原子炉停止機能喪失型	崩壊熱除去機能喪失型	局所閉塞
制御棒及び制御棒駆動系	機能喪失を想定	設計基準拡張	設計基準拡張
原子炉保護系（スクラム）	機能喪失を想定	設計基準拡張	設計基準拡張
原子炉冷却材バウンダリ	設計基準拡張	機能喪失を想定*1 /設計基準拡張	設計基準拡張

設計基準拡張：
事象想定において、故障を想定した設備以外で、当該事象の事象推移に基づいて、機能が維持されることが妥当と判断されるもの。

*1：LORLの場合

機能、資機材【耐震クラス】		原子炉停止機能喪失			崩壊熱除去機能喪失			局所的燃料破損
		ULOF	UTOP	ULOHS	LORL	PLOHS	SBO	LF
停止機能	制御棒及び制御棒駆動系（主炉停止系【Sクラス】）	×	×	×	○※2	○※2	○※2	○※2
	後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系【Sクラス】※1	○	○	○	—	—	—	—
	原子炉保護系（スクラム（原子炉トリップ信号を含む。））【Sクラス】	×	×	×	○※2	○※2	○※2	○※2
	後備炉停止系用論理回路（代替原子炉トリップ信号を含む。）【Ss機能維持】※1	○	○	○	—	—	—	—
	制御棒連続引抜き阻止インターロック【Ss機能維持】※1	—	○	—	—	—	—	—
冷却機能	原子炉冷却材バウンダリ【Sクラス】	○	○	○	×※5	○	○	○
	非常用冷却設備（強制循環）【Sクラス】	○	○	○	×※5	×	×	○
	非常用冷却設備（自然循環）【Sクラス】※1	—	—	—	×※5	○	○	—
	補助冷却設備【Ss機能維持】※1	—	—	—	○	—	—	—
	1次主循環ポンプ主電動機	×	○※2	○※2	—	—	—	○※2
閉じ込め機能	安全容器【Ss機能維持】※1	—	—	—	○	○	—	—
	コンクリート遮へい体冷却系【Ss機能維持】※1	—	—	—	○	○	—	—
	格納容器バウンダリ【Sクラス】※1	○	○	—	○	○	—	○
	原子炉カバーガス等のバウンダリ【Ss機能維持】※1	—	—	—	○	○	—	—
	原子炉保護系（アイソレーション）【Sクラス】※1	○	○	—	○	○	—	○
電源機能	断熱材及びヒートシンク材【Ss機能維持】※1	—	—	—	○	○	—	—
	常用電源※3	×※4	○※2	○※2	○※2	×※4	×	○※2
	非常用交流動力電源系【Sクラス】	○	○	○	○	○	×※6	○
	仮設電源設備、仮設計器※1	—	—	—	—	—	○	—
計装	関連する核計装、プロセス計装	○	○	○	○	○	○	○

凡例 ○：機能すると想定しているもの、×：機能喪失を想定しているもの、—：機能の有無が有効性評価に与える影響が小さく、機能が不要なもの

※1 炉心損傷防止措置又は格納容器破損防止措置

※2 設計基準拡張

※3 措置に使用する資機材には、非常用電源設備から給電しており、常用電源を喪失してもそれらの安全機能に影響はない。

※4 起回事象が外部電源喪失のため

※5 起回事象が原子炉冷却材漏えいのため

※6 事象想定において、非常用発電機2台の起動失敗を想定しているため

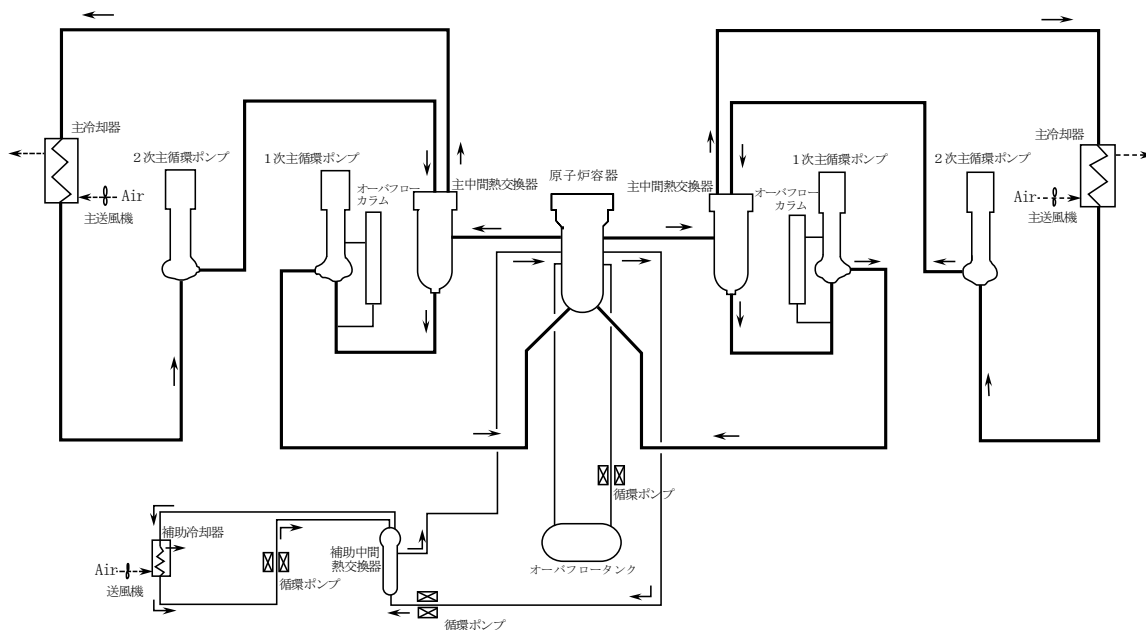
ULOF 時の原子炉容器内の発生圧力の伝搬によるポンプモータの運転への影響について

ULOF では、遷移過程において即発臨界超過の結果、大きな熱エネルギー放出がある場合、高温となった炉心物質は、炉心内の圧力に駆動されて上部プレナムへ移動し、ナトリウムとの熱的相互作用を生じる。その結果発生するナトリウム蒸気圧によって上部プレナム内のナトリウムが上方に加速され、大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構等の下面のカバーガス領域を圧縮し、原子炉冷却材バウンダリ等に対して機械的な負荷を与える。

機械的応答過程では、上部プレナム内のナトリウムの加速による機械的エネルギーの発生並びに機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答の解析を行っている。ここでは、上記の解析で求めた原子炉容器内の発生圧力が伝搬することによるポンプモータの運転への影響について示す。

AUTODYN による原子炉容器応答解析の結果では、原子炉容器出口配管のノズル部近傍の圧力パルスのピーク値は約 0.7MPa であり、長時間継続することはない。仮にこの圧力パルスが 1 次主冷却系を伝播したとしても、第 1 図に示すとおり、原子炉容器出口配管と 1 次主循環ポンプの間には主中間熱交換器があり、1 次主循環ポンプに到達するまでに、さらに圧力は低下することから、1 次主循環ポンプの運転継続に影響を及ぼすレベルではない。

なお、機械的エネルギー発生時には、上部プレナムでのナトリウムとの熱的相互作用により損傷炉心物質は広範に堆積するため、自然循環による除熱も可能である。



第 1 図 原子炉冷却系統図

ULOF 時の即発臨界超過による核計装（線形出力系）への影響について

ULOF では、遷移過程において即発臨界超過の結果、第 1 図に示すとおり、極めて短時間ではあるものの、約 10,000P0 の大きな出力パルスが生じる。

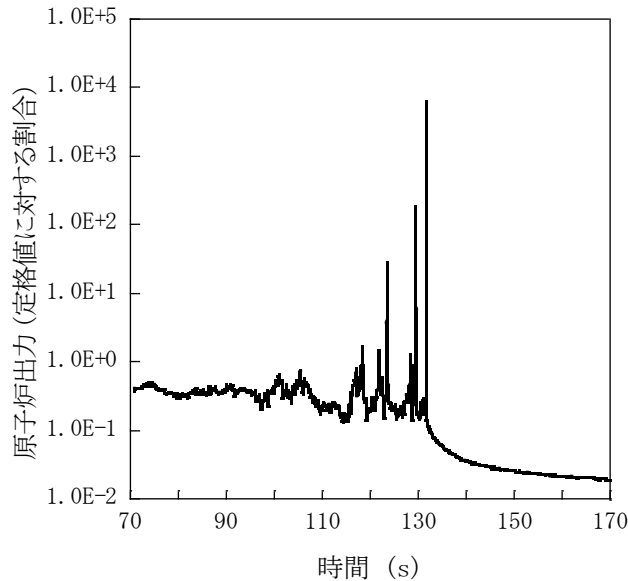
ここでは、上記の出力パルスによる核計装（線形出力系）への影響について示す。

核計装（線形出力系）の検出器は電離箱モードで動作しており、短時間に多量の中性子の照射を受けても原理的に機能を喪失することはない。

また、ケーブルを流れる電流についても通常運転時の電流はマイクロアンペアのオーダーであることから、約 10,000 倍に上昇したとしても、電流は 1 アンペア以下に抑制されており、熱的な影響も生じない。

以上のことから、ULOF 時の即発臨界超過により、核計装（線形出力系）の機能は喪失しないと考えられる。

なお、通常運転時には、核計装（中間出力系）、核計装（起動系）は炉心から離れた位置に引き抜いて保管しているため、これらの核計装を活用した監視の継続も可能である。



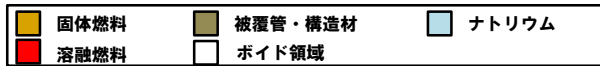
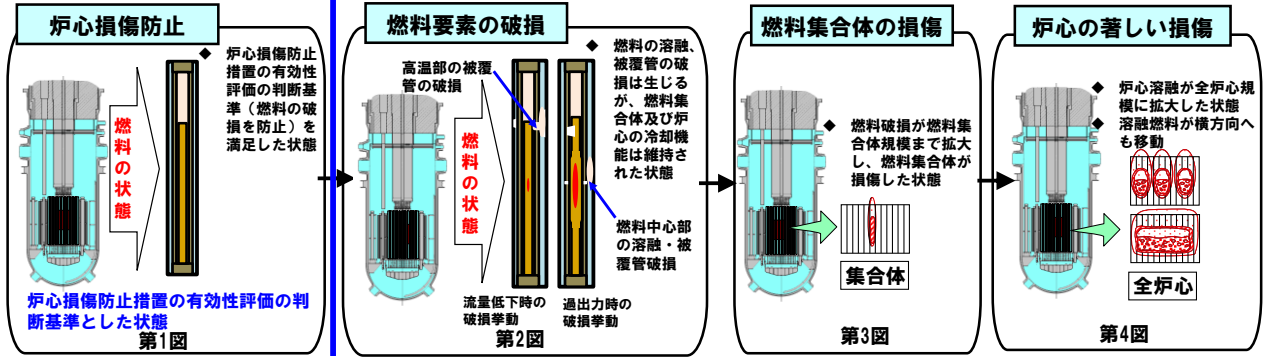
第 1 図 遷移過程における原子炉出力履歴

炉心損傷の推移、監視、措置の判断について

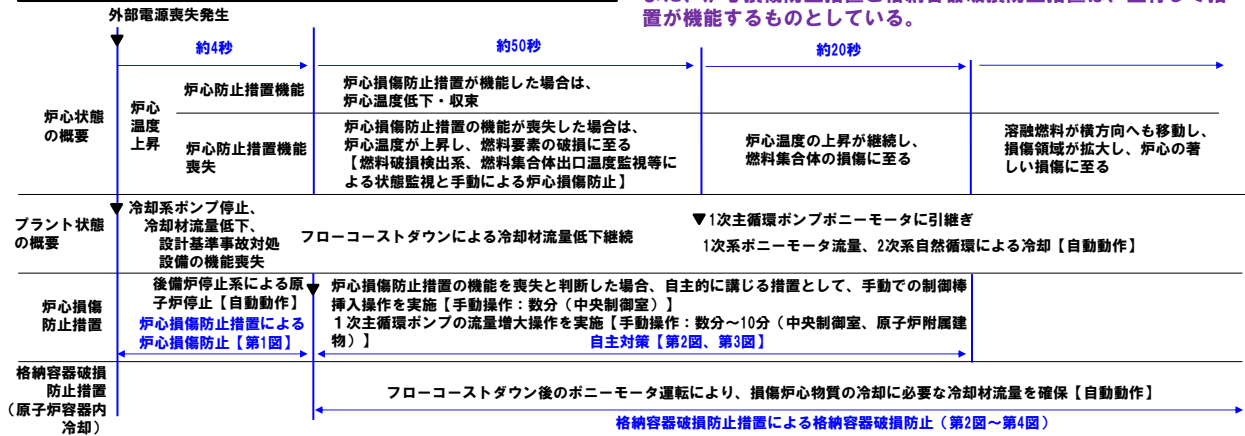
炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故（ULOF）の事象推移と炉心損傷/格納容器破損防止措置の概念

炉心損傷防止措置が機能した状態

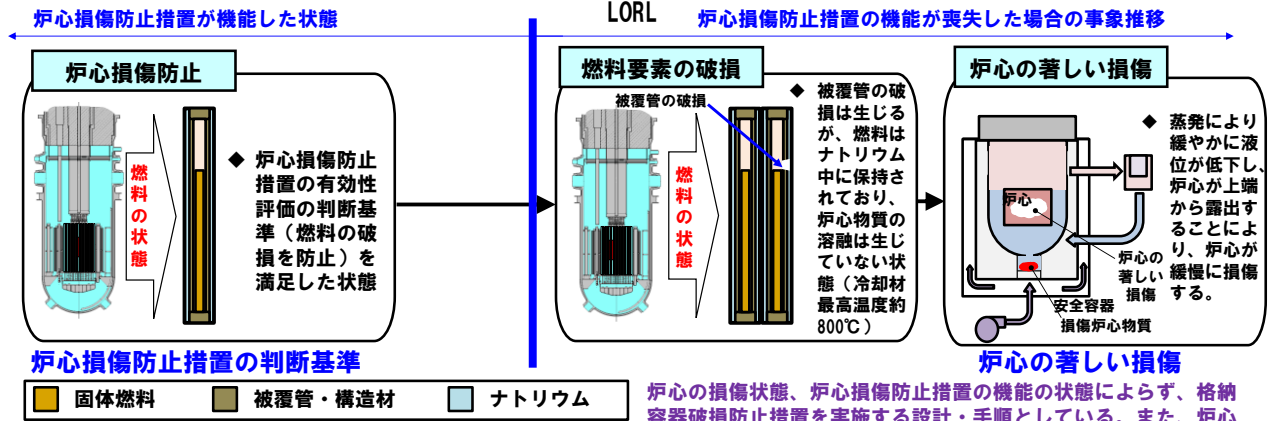
炉心損傷防止措置の機能が喪失した場合の事象推移



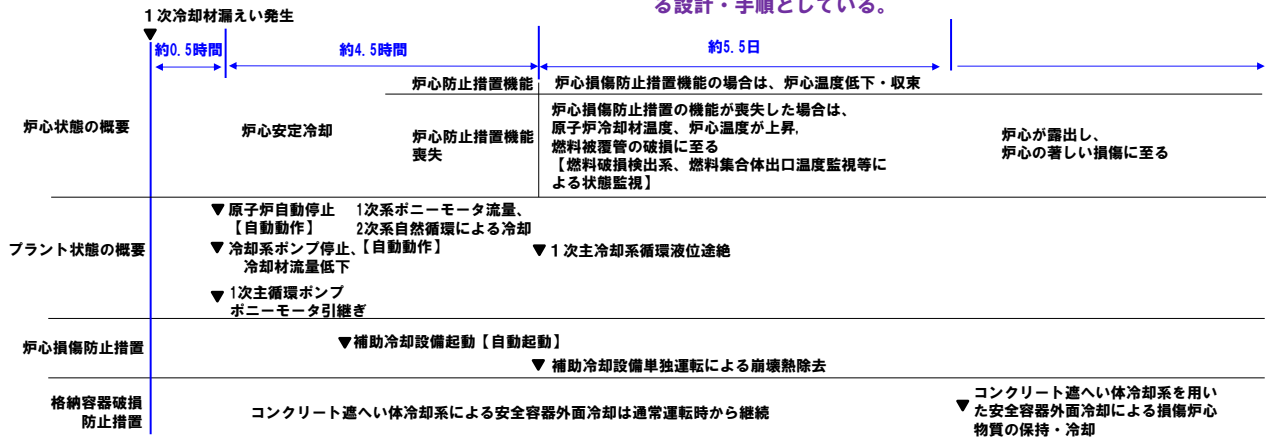
炉心の損傷状態によらず、炉心損傷防止措置の機能を喪失した場合に、格納容器破損防止措置が機能するよう措置を講じている。また、炉心損傷防止措置と格納容器破損防止措置は、並行して措置が機能するものとしている。



著しい炉心損傷に至る可能性のある事故の事象推移と炉心損傷防止、格納容器破損防止措置の概念



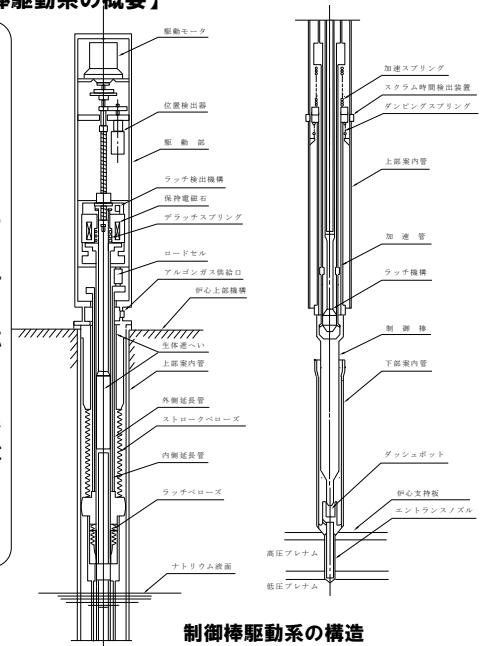
炉心の損傷状態、炉心損傷防止措置の機能の状態によらず、格納容器破損防止措置を実施する設計・手順としている。また、炉心損傷防止措置と格納容器破損防止措置は、並行して措置が機能する設計・手順としている。



原子炉停止機能の信頼性について

【制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系の概要】

- 独立した4式の制御棒及び制御棒駆動系を設置
制御棒4本を炉心第3列に配置
- 独立した2式の後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系を設置
後備炉停止制御棒2本を炉心第5列に配置
- 原子炉スクラム時には、保持電磁石励磁断により、制御棒がデラッチ
制御棒は、自重で落下するとともにスプリングにより加速されて炉心に
落下・挿入され、原子炉は停止（バネ加速重力落下方式）
- 後備炉停止系は、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、原子
炉を停止するように設計
- 原子炉スクラムに必要な機能（バネ加速重力落下方式）は、炉心の反応
度（原子炉の出力）を制御するために使用する機能（ボールナットスク
リュ方式）の故障が発生した場合においても動作可能
- スクラム時挿入時間は、保持電磁石励磁断から反応度値90%挿入まで
が0.8秒以下となるように設計（本原子炉施設では、異常事象発生時の事
象進展が速いため、制御棒による速やかな反応度投入が必要）
- 制御棒及び後備炉停止制御棒は、基準地震動 S_0 の設計用地震波に基づく
最大想定変位時においても十分な余裕をもって挿入できるように設計



【関連設備】

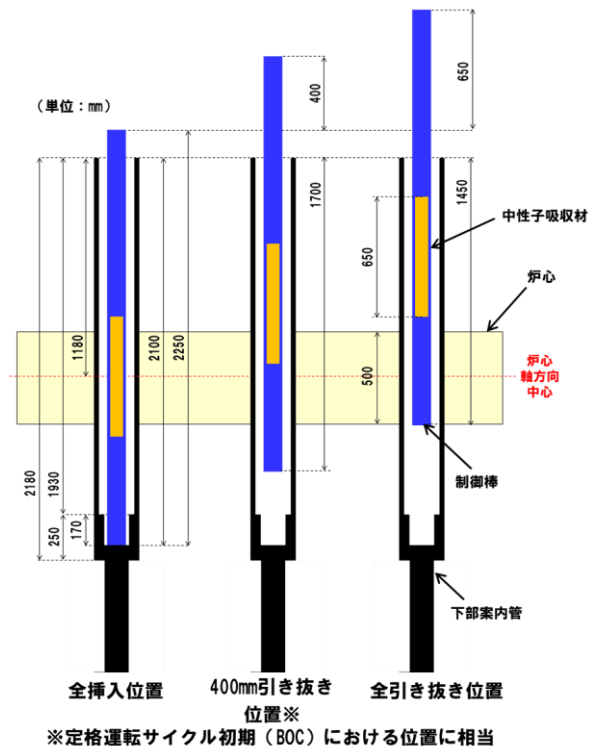
- 後備炉停止系用論理回路
原子炉保護系の論理回路とは別の論理回路を新設し、論理回路の動作に係る多様性及び独立性を確保
- 制御棒連続引抜き阻止インターロック
出力運転中に、制御棒の連続引抜き時間が3秒（有効性評価では連続引抜き時間として4秒を設定）となると、引抜きを自動的に阻止するタイマーリレーを新設し、「原子炉出口冷却材温度高」によるトリップ信号の発信までに出力が過度に上昇することを防止
- これらの設備は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備、また、非常用電源設備より給電

【原子炉停止システムの構造概要】

制御棒（後備炉停止制御棒含む。）
が全引き抜き位置にあっても、
60%以上が下部案内管内部に位置

- 制御棒の下方に、制御棒の下降を阻害するものは存在しない。
- 下部案内管は、他の集集体とは独立して設置され、制御棒の落下・挿入をガイドする役割を果たす。

駆動ストローク：約65cm



制御棒と下部案内管の相対位置関係

【地震時の制御棒挿入性（1/5）-概要-】

●地震時の制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入機能に対する設計方針

制御棒又は後備炉停止制御棒（制御棒又は後備炉停止制御棒を収納する下部案内管を含む。）及び制御棒又は後備炉停止制御棒をラッチする上部案内管（上部案内管に連結される駆動機構を含む。）の地震時に生じる水平方向の相対変位を考慮しても、制御棒又は後備炉停止制御棒のスクラム時挿入時間（保持電磁石励磁磁断から反応度値 90 % 挿入まで）が規定時間（0.8秒）以内になるよう設計する。

●基準地震動に対する制御棒挿入性評価

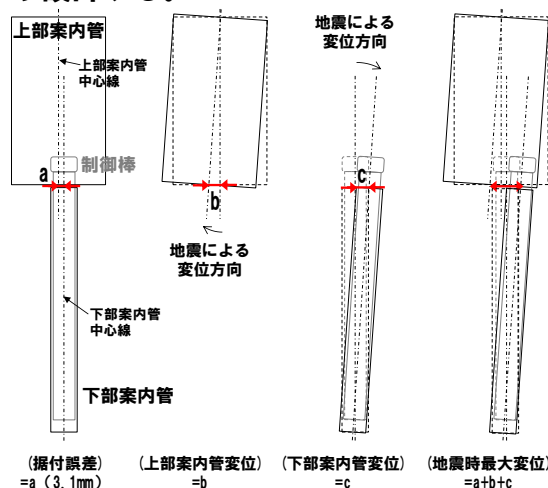
以下の2つの評価を実施する。

(1) 静的条件での制御棒挿入性評価

基準地震動 S_s に対して上部案内管と下部案内管の地震時最大変位量（右図）を評価し、その相対変位量が35mm以下であることを確認する。

(2) 動的条件での制御棒挿入性評価

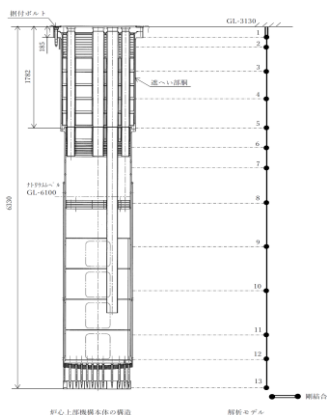
機構解析により、衝突による摩擦抵抗を考慮してもスクラム時挿入時間が規定時間以内となることを確認する。



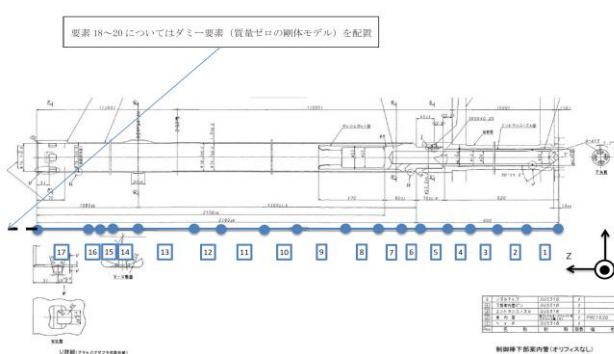
【地震時の制御棒挿入性（2/5）-静的条件での制御棒挿入性評価（1）解析条件-】

●変位量評価の解析条件

	上部案内管	下部案内管
解析対象	炉心上部機構	全炉心（群振動解析）
解析コード	FINAS (ver. 21.3)	Revian-3D (v8.2)
固有値解析	1次8.4Hz、2次39.9Hz	1次6.7Hz、2次46.7Hz、3次129.2Hz
減衰定数	1.0% (Rayleigh型比例減衰)	3% (1次)、15% (2次、3次)
加振波	建物地下中1階床応答（加速度） ※NS方向、EW方向それぞれ解析	炉心支持板応答（加速度） ※NS+EW+UDの3次元解析



FINAS解析の炉心上部機構モデル

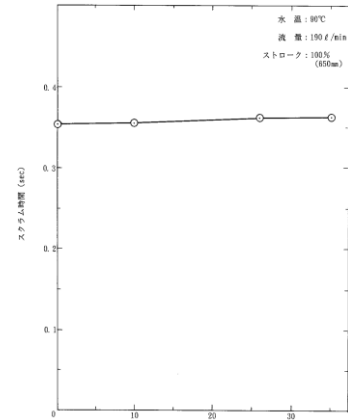


Revian-3D解析の下部案内管モデル

【地震時の制御棒挿入性（3/5）-静的条件での制御棒挿入性評価（2）評価結果-】

●最大相対変位量評価結果

	上部案内管 最大変位 (mm) (NS+EW)	下部案内管 最大変位 (mm) (NS+EW)	据付誤差 (mm)	最大相対 変位量 (mm)
Ss-D	6.4	14.4	3.1	23.9
Ss-1	14.5	12.9	3.1	30.5
Ss-2	11.5	14.2	3.1	28.8
Ss-3	7.0	13.3	3.1	23.4
Ss-4	8.4	11.2	3.1	22.7
Ss-5	9.2	10.4	3.1	22.7



水中スクラム試験結果

(実機ナトリウム環境を模擬する水温及び流量を設定)

●基準地震動Ssの地震に対する挿入性

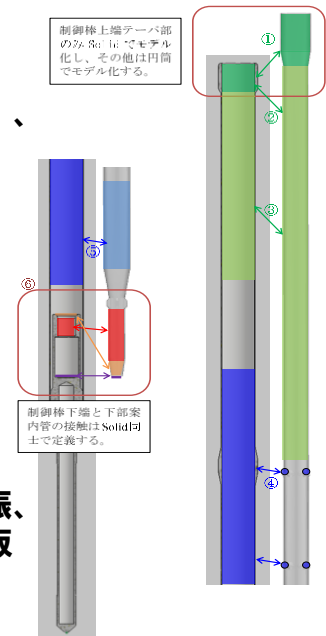
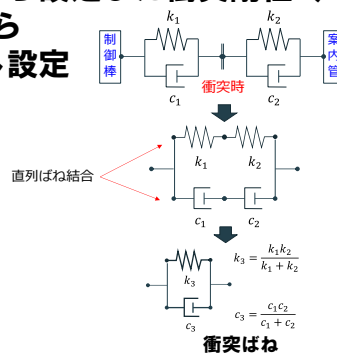
- ・水中における実規模大モックアップ試験では、スクラム時間は35mmまでの相対変位量においてほぼ一定の値となっており、スクラム時挿入時間への影響がないことを確認している。
- ・位相を考慮せずにそれぞれの最大変位量を保守的に足し合わせた場合でも、基準地震動による最大相対変位量は最大でも30.5mm（Ss-1）で、スクラム試験の結果から0.8秒以内の挿入性が確認されている35mmを超えない。

【地震時の制御棒挿入性（4/5）-動的条件での制御棒挿入性評価（1）解析条件-】

●機構解析※

- ・解析コード：ADAMS（ver. 2019） ※衝突や摩擦等を模擬した解析
- ・モデル 制御棒、下部案内管：形状模擬した剛体
上部案内管：単純円筒、加速管：円筒構造
- ・接触条件：接触箇所（右図）における衝突剛性、衝突減衰を、落下試験結果から設定した衝突剛性（ $k_{1,2}$ ）、衝突減衰（ $c_{1,2}$ ）から以下のように合成し設定

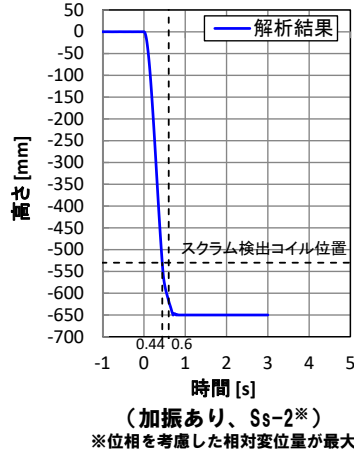
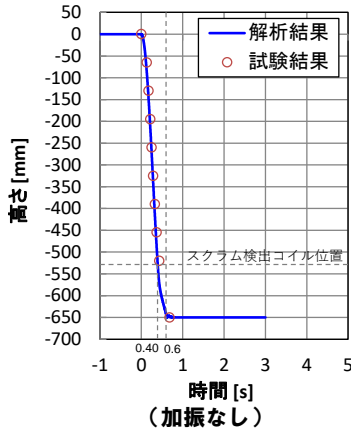
部位	衝突剛性 k_3 (N/mm)	衝突減衰 c_3 (Ns/mm)
①	1.6×10^4	9.0×10^{-1}
②	5.7×10^3	1.7×10^{-1}
③	3.8×10^3	1.0×10^{-1}
④	3.8×10^3	1.0×10^{-1}
⑤	7.1×10^3	2.0×10^{-1}
⑥	2.2×10^4	2.1×10^0



- ・加振条件：上部案内管を水平2方向及び鉛直方向に並進加振、下部案内管上端を水平2方向に加振、炉心支持板（ピン支持）を水平2方向及び鉛直方向に加振
- ・解析タイミング：最大相対変位が生じるタイミング

【地震時の制御棒挿入性（5/5）-動的条件下での制御棒挿入性評価（2）評価結果-】

●スクラム時間評価結果



スクラム時間 (スクラム検出コイル位置に 到達するまでの時間)	
加振なし	0.40
加振あり	0.44

スクラム検出コイル位置：-530mm
(制御棒反応度値で 90 %挿入とな
る位置は約-512mm)

※	上部案内管-下部 案内管の最大相 対変位量 (mm)	据付誤差 (mm)	最大相対変位 量 (mm)
Ss-D	12.8	3.1	15.9
Ss-1	17.2	3.1	20.3
Ss-2	17.3	3.1	20.4
Ss-3	11.8	3.1	14.9
Ss-4	13.6	3.1	16.7
Ss-5	14.3	3.1	17.4

●基準地震動Ssの地震に対する挿入性

- ・機構解析ではスクラム試験結果をよく再現している。
- ・加振時でもスクラム時間は0.5秒以内。
- ・保持電磁石励磁断からデラッチリミットスイッチ作動までの時間を0.2秒として（スクラム時間が0.6秒以内）、基準地震動時でも制御棒は規定時間内に挿入される。

後備炉停止系の設計について

【原子炉停止システムの急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障（1/5）-全体概要-】

① 原子炉トリップ信号

【設計基準】1種類の原子炉トリップ信号に対して、それぞれ独立した検出器を複数設けることで、原子炉トリップ信号発信に係る独立性及び多重性を確保

【BDBA】設計基準事故対処設備とは別の検出器により、原子炉トリップ信号発信に係る多様性及び独立性を確保

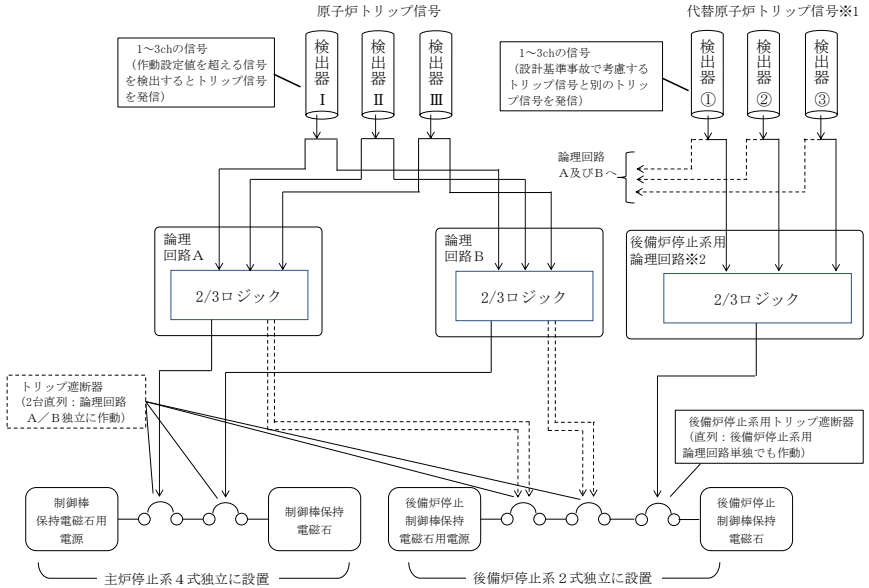
② 安全保護回路

【設計基準】原子炉保護系（スクラム）の論理回路は、それぞれ独立した2台を設けることで、ロジック回路の作動に係る独立性及び多重性を確保

【BDBA】設計基準事故対処設備とは別の後備炉停止系用論理回路を設け、後備炉停止系用論理回路からのトリップ遮断器を設けることで、論理回路の作動に係る多様性及び独立性を確保

③ 制御棒の急速挿入

制御棒等の保持電磁石用電源は、論理回路に対応してトリップ遮断器を設けることで、制御棒等の切離しに係る独立性及び多重性を確保
また、制御棒等の急速挿入に係る共通原因故障の防止対策を講じ、必要な信頼性を確保



※1: 設計基準事故で考慮する原子炉トリップ信号とは別の代替原子炉トリップ信号により、原子炉トリップ信号発信に係る多様性及び独立性を確保
※2: 設計基準事故で考慮する論理回路とは別の多様化した後備炉停止系用論理回路を設け、後備炉停止系用論理回路から多様化したトリップ遮断器を設けることで、論理回路の作動及び後備炉停止制御棒の挿入に係る多様性及び独立性を確保

- 原子炉停止に係る施設は独立性及び多重性を確保しており、単一故障を想定しても、停止機能を喪失することなく、必要な信頼性を確保
- 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故では、主炉停止系の反応度値の最も大きな制御棒一本が全引き抜き位置に固着した場合を想定し、主炉停止系のみで原子炉を安全に停止できることを確認
- BDBAでは、後備炉停止系の急速挿入のみで炉心損傷を防止できることを確認

【原子炉停止システムの急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障（2/5）-原子炉トリップ信号の多様化の確保-】

- 設計基準事故対処設備として考慮した原子炉トリップ信号※2の発信失敗を想定したとしても、残された既設の原子炉トリップ信号を活用することにより、選定した異常事象の全てに対して独立で多様な代替原子炉トリップ信号※4を確保

既設の原子炉保護系の作動項目	過渡・事故事象※1	設計基準事故対処設備（原子炉トリップ信号※2）	BDBAの事象Gr※3	BDBA対処設備（代替原子炉トリップ信号※4）	第3信号
中性子束高（出力領域）	未臨界状態からの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 主冷却器空気流量の増大	中性子束高（出力領域）	過出力時 原子炉停止機能喪失	原子炉出口冷却材温度高	手動スクラム
中性子束高（中間領域/起動領域）	—	—	—	—	—
炉周期短（中間領域/起動領域）	—	—	—	—	—
原子炉出口冷却材温度高	—	—	—	—	—
原子炉入口冷却材温度高	主冷却器空気流量の減少 2次冷却材漏えい事故 主送風機風量瞬時低下事故	原子炉入口冷却材温度高	除熱源喪失時 原子炉停止機能喪失	原子炉出口冷却材温度高	2次主循環ポンプトリップ、手動スクラム
1次冷却材流量低	1次冷却材流量減少 1次主循環ポンプ軸回着事故	1次冷却材流量低	炉心流量喪失時 原子炉停止機能喪失	1次主循環ポンプトリップ	原子炉出口冷却材温度高、手動スクラム
2次冷却材流量低	2次冷却材流量減少 2次主循環ポンプ軸回着事故	2次冷却材流量低	除熱源喪失時 原子炉停止機能喪失	原子炉出口冷却材温度高	2次主循環ポンプトリップ、手動スクラム
炉内ナトリウム液面低	1次冷却材漏えい事故	炉内ナトリウム液面低	炉心流量喪失時 原子炉停止機能喪失	1次主循環ポンプトリップ	原子炉出口冷却材温度高、手動スクラム
炉内ナトリウム液面高	—	—	—	—	—
1次主循環ポンプトリップ	—	—	—	—	—
2次主循環ポンプトリップ	—	—	—	—	—
電源喪失	外部電源喪失	電源喪失	炉心流量喪失時 原子炉停止機能喪失	1次主循環ポンプトリップ	2次主循環ポンプトリップ、手動スクラム
手動スクラム	—	—	—	—	—

※1: 原子炉保護系の作動設定値に至らないものを除く
※2: 既設の原子炉トリップ信号のうち、設計基準事故対処設備として考慮（「過渡変化の解析」及び「事故経過の解析」において考慮）する信号
※3: 原子炉停止機能の喪失を想定する事象Grに対して整理
※4: 既設の原子炉トリップ信号のうち炉心損傷防止措置として考慮する信号

【原子炉停止システムの急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障（3/5）-制御棒駆動系-】

・制御棒には各々制御棒駆動系を設けることで独立性を確保
→制御棒の挿入に係る多重性を確保

・バネ加速重力落下方式では、延長管から制御棒をデラッチすることで、制御棒を落下・挿入

→制御棒の挿入は、自重落下及びスプリング加速により、信頼性を向上（自重落下のみでも炉心損傷に至ることなく原子炉を停止可能）

保持電磁石励磁断
↓
内側延長管下方に移動
↓
ラッチ機構デラッチ
↓
制御棒挿入
自重落下及びスプリングによる加速

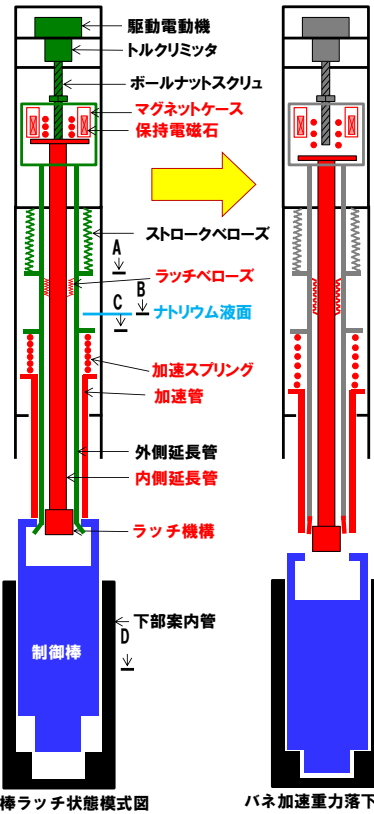


マグネットケースの固着、保持電磁石励磁断失敗

内側延長管/ラッチベロースの固着

加速スプリングの固着、加速管の干渉

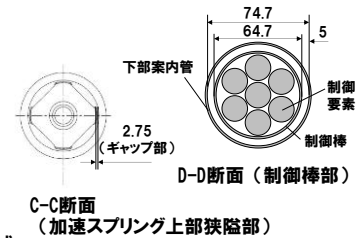
ラッチ機構の固着



・ナトリウム液面上部でのナトリウム（化合物を含む。）の付着による固着
→ナトリウム液面（B断面）近傍に狭隙部を設けず、液面近傍に付着しない構造
→ベロースでハウダリを構成し、ベロース内にナトリウムが侵入しない構造。また、ベロース外の狭隙部（A断面）は高温環境により、付着を防止

・ナトリウム中の異物の侵入による固着
→下部案内管と制御棒間（D断面）への異物の侵入は生じ難く、かつ、下部案内管によるガイドにより、異物による固着は生じ難い。

→上部案内管内の狭隙部（C断面）に異物が閉塞すると駆動機構の動作に異常が生じる可能性があるが、出力調整時に検知可能であり、また、制御棒切り離しによる急速挿入機能に影響はない。



【原子炉停止システムの急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障（4/5） -制御棒急速挿入の共通原因故障事例-】

「常陽」及び「もんじゅ」の運転経験において共通原因故障による制御棒急速挿入失敗事例なし。

類似機器の共通原因故障事例調査

炉心へ重力によって制御棒を挿入するタイプの制御棒を対象に制御棒急速挿入の共通原因故障事例について調査した。

1. 米国軽水炉の研究

米国Westinghouse社製加圧水型軽水炉の原子炉停止系の信頼性を研究したレポート[1]には、1984年～1995年における制御棒急速挿入の共通原因故障事例の調査・分析が示されている。

➢ 明確な共通原因故障と判定された事例は無い。
➢ 不確実だが共通原因故障の可能性が疑われる事例が2件存在し、いずれも48体中2体のみ故障し、残りの46体は健全という事例である。このうち、運転中に生じたとされる1件が制御棒1体当たりの故障確率評価において考慮されている。なお、この事例は情報不足により故障の影響がFail-safeか否か不明とされている。

2. 国際機関OECD/NEAによる研究

OECD/NEAが制御棒駆動集合体の共通原因故障の調査分析について取りまとめた国際共通原因故障データ交換（ICDE）プロジェクトレポート[2]には、制御棒を重力によって挿入するタイプの制御棒駆動集合体についての制御棒急速挿入の共通原因故障事例の調査・分析が示されている。

➢ 重力によって挿入するタイプの制御棒の共通原因故障事例は84件あり、このうち80件は完全な機能喪失ではなく機能低下又は兆候程度の事例であり、3件は制御棒1体だけ完全な機能喪失に至った事例であり、残りの1件は制御棒2体だけ完全な機能喪失に至った事例である。共通原因故障により3体以上の制御棒の完全な機能喪失に至った事例は無い。

3. まとめ

炉心へ重力によって挿入する制御棒について、共通原因故障による急速挿入失敗を想定したとしても、それによって3体以上の失敗に至る可能性は低いと考えられる。制御棒急速挿入について、3重以上の多重性を備えることは、共通原因故障に対しても一定の信頼性を有することが期待される。

[1] S. A. Eide, et. al, "Reliability Study: Westinghouse Reactor Protection System, 1984-1995," NUREG/CR-5500 Vol. 2, April 1999.
[2] OECD/NEA, "ICDE Project Report: Collection and Analysis of Common-cause Failures of Control Rod Drive Assemblies," NEA/CSNI/R(2013)4, June 2013.

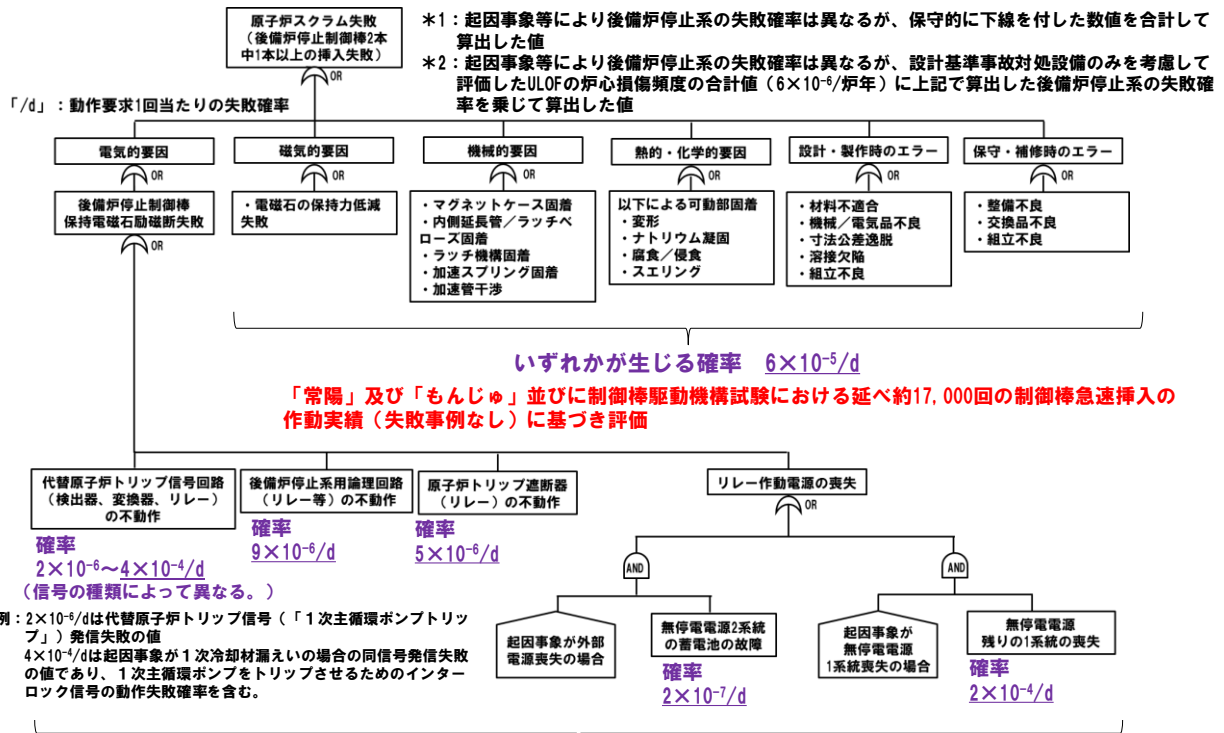
【原子炉停止系統の急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障（5/5）-要因・故障例・防止対策のまとめ-】

分類	具体的な故障例	防止対策	
内的事象	機械的要因	<ul style="list-style-type: none"> ・マグネットケース固着 ・内側延長管／ラッチペロース固着 ・ラッチ機構固着 ・加速スプリング固着／加速管干渉（自重による落下） 	<ul style="list-style-type: none"> ・実績に基づく構造信頼性の確保 ・使用前の検査等による性能確認
	熱的・化学的要因	<ul style="list-style-type: none"> ・変形による可動部固着 ・ナトリウム凝固による可動部固着 ・腐食／侵食による可動部固着 ・スエリングによる可動部固着 	<ul style="list-style-type: none"> ・製作時の材料管理／寸法管理 ・間隙部へのナトリウム凝固防止設計 ・高温配置によるナトリウム凝固防止設計 ・ナトリウム純度管理 ・照射量管理
	電氣的・磁氣的要因	<ul style="list-style-type: none"> ・保持電磁石励磁断失敗 ・電磁石の保持力低減失敗 	<ul style="list-style-type: none"> ・保持電磁石励磁断の多重化 ・保持電磁石の適切な設計 ・使用前の検査等による性能確認 ・フェイルセーフ設計
	設計・製作時のエラー	<ul style="list-style-type: none"> ・材料不適合、機械／電氣品不良 ・寸法公差逸脱、溶接欠陥、組立不良 	<ul style="list-style-type: none"> ・実績に基づく設計・製作の信頼性の確保 ・使用前の検査等による性能確認
	保守・補修時のエラー	<ul style="list-style-type: none"> ・整備不良、交換品不良、組立不良 	<ul style="list-style-type: none"> ・実績に基づく保守・補修の信頼性の確保 ・使用前の検査等による性能確認
外的事象	地震	<ul style="list-style-type: none"> ・地震による制御棒挿入阻害 	<ul style="list-style-type: none"> ・地震時の挿入性を確保
	その他	<ul style="list-style-type: none"> ・自然現象（地震以外）による制御棒挿入阻害 ・自然現象による外部電源喪失 ・自然現象による外部火災他 	<ul style="list-style-type: none"> ・外設施設（建物）による防護 ・フェイルセーフ設計

内的事象起因の機械的な共通原因故障に対しては上記の防止対策を講じる設計とし、外的事象のうち機械的な影響が大きいと考えられる地震による共通原因故障に対しては、基準地震動を一定程度超えた範囲まで制御棒の挿入性が確保されるよう設計する。本設計により、想定すべき故障は偶発故障となり、後備炉停止系による制御棒の多重化により必要な信頼性が確保できる。

【フォールトツリーによる後備炉停止系の失敗確率の評価】

- 後備炉停止系の偶発故障による失敗確率は、 $7 \times 10^{-4}/d$ *1と十分に低く、高い信頼性を確保
- 後備炉停止系によって、ULOFの炉心損傷頻度は、約 $6 \times 10^{-6}/$ 炉年から約 $4 \times 10^{-9}/$ 炉年*2となり、十分に低く抑制



例： $2 \times 10^{-6}/d$ は代替原子炉トリップ信号（「1次主循環ポンプトリップ」）発信失敗の値
 $4 \times 10^{-4}/d$ は起回事象が1次冷却材漏えいの場合の同信号発信失敗の値であり、1次主循環ポンプをトリップさせるためのインターロック信号の動作失敗確率を含む。

構成機器は高速炉特有の機器でなく、発電炉と同様の信頼性を有すると評価

【後備炉停止系等を考慮したPRAによる事象グループULOF、UTOP及びULOHSの発生頻度の評価】

設計基準事故対処設備に加えて後備炉停止系等の炉心損傷防止措置を考慮した内部事象出力運転時レベル1PRAにより原子炉停止機能喪失に係る事象グループULOF、UTOP及びULOHSの発生頻度を後備炉停止系の失敗確率が起因事象及び主炉停止系の失敗要因に依存することも適切に考慮して評価

原子炉停止機能喪失に係る事象グループ	発生頻度 (/炉年)
ULOF	1.1×10^{-10}
UTOP	2.5×10^{-11}
ULOHS	2.6×10^{-10}
合計	4.0×10^{-10}

【実用発電用原子炉における類似の評価との比較】

国内の実用発電用原子炉のうち、制御棒を重力によって炉心へ挿入する点が「常陽」と類似する加圧水型軽水炉（PWR）を対象に、シビアアクシデント対策を考慮したPRAによって評価された炉心損傷頻度のうち、原子炉停止機能喪失によるものを調査した。

平成29年7月から令和2年5月までの期間に届出のあったPWRの安全性向上評価届出書を参照した結果、シビアアクシデント対策を考慮した内部事象出力運転時の事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度において、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷頻度は、 10^{-9} /炉年程度であった。

「常陽」における原子炉停止機能喪失に係る事象グループULOF、UTOP及びULOHSの発生頻度の合計値は、後備炉停止系等の炉心損傷防止措置を考慮した場合、約 4×10^{-10} /炉年であり、シビアアクシデント対策を考慮したPWRの事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷頻度と同様に低い水準に抑制されている。

【炉心損傷防止措置を考慮したULOFの発生頻度の内訳】

事故シーケンス	設計基準事故対処設備のみを考慮した場合		設計基準事故対処設備及び炉心損傷防止措置を考慮した場合		炉心損傷防止措置の失敗要因
	発生頻度 (/炉年)	寄与割合	発生頻度 (/炉年)	寄与割合	
外部電源喪失+ 原子炉トリップ信号（電源喪失）発信失敗	1.2×10^{-6}	19.2%	1.9×10^{-12}	1.7%	代替原子炉トリップ信号（「1次主循環ポンプトリップ」）発信失敗
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（「1次冷却材流量低」）発信失敗	3.3×10^{-6}	54.1%	5.2×10^{-12}	4.7%	
1次主循環ポンプ軸固着+ 原子炉トリップ信号（「1次冷却材流量低」）発信失敗	2.5×10^{-7} (2.9×10^{-8}) *1	4.1%	3.7×10^{-13}	0.3%	
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（「炉内ナトリウム液面低」）発信失敗	1.2×10^{-7}	2.0%	5.2×10^{-11}	46.4%	
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（「炉内ナトリウム液面低」）発信失敗	1.0×10^{-8}	0.2%	4.3×10^{-12}	3.9%	代替原子炉トリップ信号（「1次主循環ポンプトリップ」）発信失敗*2
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（「炉内ナトリウム液面低」）発信失敗	7.3×10^{-8}	1.2%	3.1×10^{-11}	27.5%	
外部電源喪失+ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	9.6×10^{-7}	15.7%	9.0×10^{-12}	8.1%	後備炉停止系用論理回路動作失敗*3
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	8.4×10^{-8}	1.4%	7.4×10^{-13}	0.7%	
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	6.4×10^{-8}	0.1%	5.1×10^{-14}	0.0%	
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	3.1×10^{-9}	0.1%	2.4×10^{-14}	0.0%	
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	2.6×10^{-10}	0.0%	2.0×10^{-15}	0.0%	後備炉停止系用論理回路動作失敗
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	1.9×10^{-9}	0.0%	1.5×10^{-14}	0.0%	
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	9.5×10^{-9}	0.2%	6.4×10^{-13}	0.6%	
外部電源喪失+ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	6.8×10^{-8}	1.1%	4.3×10^{-12}	3.8%	
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	4.6×10^{-10}	0.0%	2.4×10^{-14}	0.0%	後備炉停止制御棒の急速挿入失敗
2次冷却材流量増大+ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	3.0×10^{-8}	0.5%	1.8×10^{-12}	1.6%	
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	3.0×10^{-9}	0.0%	1.6×10^{-13}	0.1%	
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	6.2×10^{-9}	0.1%	3.7×10^{-13}	0.3%	
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	5.0×10^{-9}	0.1%	2.8×10^{-13}	0.3%	
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	4.5×10^{-10}	0.0%	2.3×10^{-14}	0.0%	
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	2.2×10^{-10}	0.0%	1.1×10^{-14}	0.0%	
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	1.8×10^{-11}	0.0%	9.5×10^{-16}	0.0%	
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	1.3×10^{-10}	0.0%	7.2×10^{-15}	0.0%	
2次冷却材漏えい+ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	6.7×10^{-10}	0.0%	3.4×10^{-14}	0.0%	
合計	6.1×10^{-6}	100%	1.1×10^{-10}	100%	

*1：括弧内の数値は高圧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

*2：炉心損傷防止措置の失敗要因に、1次冷却材漏えい時のインターロック信号の動作失敗を含む。

*3：炉心損傷防止措置の失敗要因に、後備炉停止系用論理回路リレーの作動電源喪失要因として、起因事象が外部電源喪失の場合における無停電電源2系統の蓄電池の故障を含む。

*4：炉心損傷防止措置の失敗要因に、後備炉停止系用論理回路リレーの作動電源喪失要因として、起因事象が無停電電源1系統喪失の場合における無停電電源残りの1系統の喪失を含む。

【炉心損傷防止措置を考慮したUTOPの発生頻度の内訳】

事故シーケンス	設計基準事故対処設備のみを考慮した場合		設計基準事故対処設備及び炉心損傷防止措置を考慮した場合		
	発生頻度 (/炉年)	寄与割合	発生頻度 (/炉年)	寄与割合	炉心損傷防止措置の失敗要因
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（「中性子束高（出力領域）」）発信失敗	2.5×10 ⁻⁷	77.4%	2.3×10 ⁻¹¹	90.2%	制御棒連続引抜き阻止インターロック動作失敗 又は 代替原子炉トリップ信号 （「原子炉出口冷却材温度高」）発信失敗
主冷却器空気流量増大＋ 原子炉トリップ信号（「中性子束高（出力領域）」）発信失敗	6.6×10 ⁻⁸	20.1%	2.4×10 ⁻¹²	9.6%	代替原子炉トリップ信号 （「原子炉出口冷却材温度高」）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	6.4×10 ⁻⁹	2.0%	5.2×10 ⁻¹⁴	0.2%	後備炉停止系用論理回路動作失敗
主冷却器空気流量増大＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	1.7×10 ⁻⁹	0.5%	5.0×10 ⁻¹⁵	0.0%	
合計	3.3×10 ⁻⁷	100%	2.5×10 ⁻¹¹	100%	

【炉心損傷防止措置を考慮したULOHSの発生頻度の内訳】

事故シーケンス	設計基準事故対処設備のみを考慮した場合		設計基準事故対処設備及び炉心損傷防止措置を考慮した場合		
	発生頻度 (/炉年)	寄与割合	発生頻度 (/炉年)	寄与割合	炉心損傷防止措置の失敗要因
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（「2次冷却材流量低」）発信失敗	3.4×10 ⁻⁶	49.4%	1.4×10 ⁻¹⁰	50.5%	代替原子炉トリップ信号 （「原子炉出口冷却材温度高」）発信失敗
主冷却器空気流量減少＋ 原子炉トリップ信号（「原子炉入口冷却材温度高」）発信失敗	2.8×10 ⁻⁶	40.2%	1.1×10 ⁻¹⁰	41.0%	
2次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉トリップ信号（「2次冷却材流量低」）発信失敗	2.5×10 ⁻⁷ (2.9×10 ⁻⁸)*1	3.6%	1.0×10 ⁻¹¹	3.7%	後備炉停止系用論理回路動作失敗
2次冷却材漏えい＋ 原子炉トリップ信号（「原子炉入口冷却材温度高」）発信失敗	3.0×10 ⁻⁷	4.3%	1.2×10 ⁻¹¹	4.3%	
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	8.7×10 ⁻⁸	1.3%	7.8×10 ⁻¹³	0.3%	
主冷却器空気流量減少＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	7.1×10 ⁻⁸	1.0%	6.1×10 ⁻¹³	0.2%	
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	6.4×10 ⁻⁹	0.1%	5.7×10 ⁻¹⁴	0.0%	
2次冷却材漏えい＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	7.6×10 ⁻⁹	0.1%	6.0×10 ⁻¹⁴	0.0%	
合計	6.7×10 ⁻⁶ *2	100%	2.6×10 ⁻¹⁰ *2	100%	

*1：括弧内の数値は高速炉の起回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

*2：「2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）」を起回事象とした事故シーケンスの発生頻度には、「2次主循環ポンプ軸固着」を起回事象とした事故シーケンスの寄与が既に含まれており、合計値の発生頻度の算計に当たっては、重複算計を避けるため、「2次主循環ポンプ軸固着」を含む事故シーケンスの発生頻度を含めていない。

冷却材の沸騰回避対策について

BDBAを考慮したポニーモータ運転条件の設定

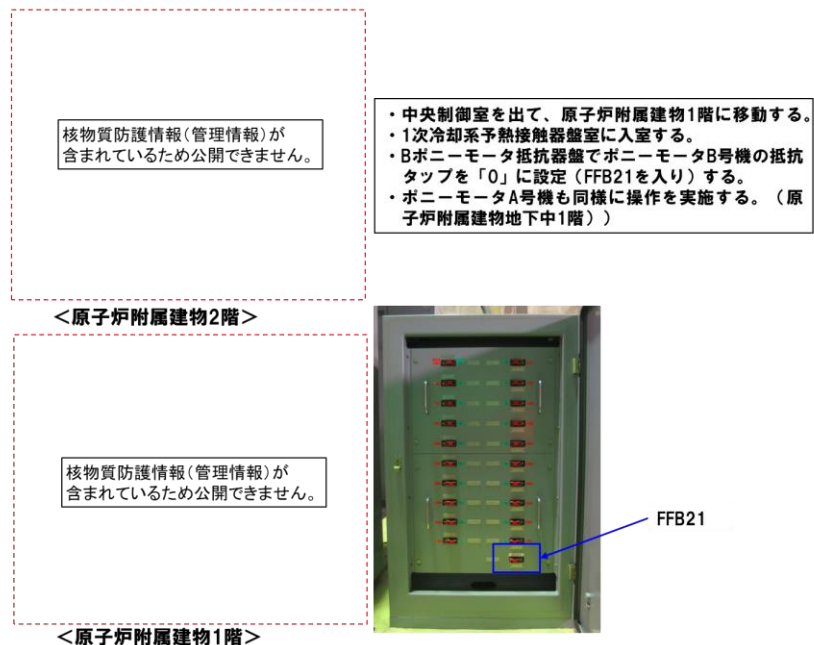
- 第403回核燃料施設等の新規規制基準適合性に係る審査会合において、ULOFに関して、本原子炉施設の高い固有の安全特性から、ポニーモータ運転等の流量の増大により炉心損傷を回避できる可能性があることから、自主対策※1として、そのための手順を定めることを検討するとしている。
- ULOFに対しては、炉心損傷防止措置として、代替トリップ信号、後備炉停止系用論理回路、後備炉停止制御棒を措置することにより高い信頼度で炉心損傷を防止できている。
- ポニーモータ運転等の流量の設定値を増大させると、1次補助冷却系サイフォンブレイクが必要な際に流量を低下させる操作が必要となり、自動的に1次補助冷却系サイフォンブレイクが機能しなくなる可能性がある。
- 以上のことから、通常運転時におけるポニーモータ運転等の流量の設定値は増大させず、ULOF発生時に、運転員がポニーモータ流量を手動で増大させる手順を整備することとする※2。

※1：全てのプラント状況に対応することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な対策

※2：異常事象の影響が小さく、ULOFの評価事故シーケンスに包絡される事故シーケンス（1次主冷却系流量制御系故障等）では炉心が著しく損傷するまでに猶予時間があり、猶予時間内に手動で流量を増大させることにより、炉心の著しい損傷を回避又は緩和できる効果が期待できる。

ULOF時のポニーモータ流量の増大に係る手順

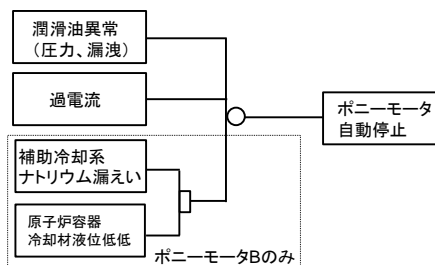
- ・炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)時に、原子炉の手動停止にも失敗した場合、著しい炉心損傷を回避又は緩和するため、1次主冷却系流量を増加させる。
- ・1次主冷却系流量の増大は、ポニーモータの抵抗タップを「0」に設定することにより実施する。本操作は、運転員1名により20分以内に行うことが可能である。



ポニーモータ抵抗器スイッチ切り替えによる流量の増大

ポニーモータ自動停止に係るインターロック

- 「1次冷却材漏えい事故（DBA）」を含む過渡事故の発生時において、1次主循環ポンプはポニーモータ2台運転となる。なお、「1次冷却材漏えい事故（DBA）」では、単一故障として、ポニーモータ1台の引継ぎ失敗を仮定しているが、当該仮定がなければ、2台運転となる。
- LORL（iii）の「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」においては、1次補助冷却系サイフォンブレイクが炉心損傷防止措置となる。
- LORL（iii）では、炉心損傷防止措置として、1次主冷却系の循環に必要な液位の確保が最優先であり、1次補助冷却系をサイフォンブレイクするため、ポニーモータ自動停止インターロックにより1台を停止する（NsL-320mmで自動停止）。
- 「1次冷却材漏えい事故（DBA）」では、下記のインターロックの補助冷却系ナトリウム漏えい及び原子炉容器冷却材液位低低に至ることはなく、LORL（iii）以外の事象において、不必要にポニーモータを自動停止することはない。

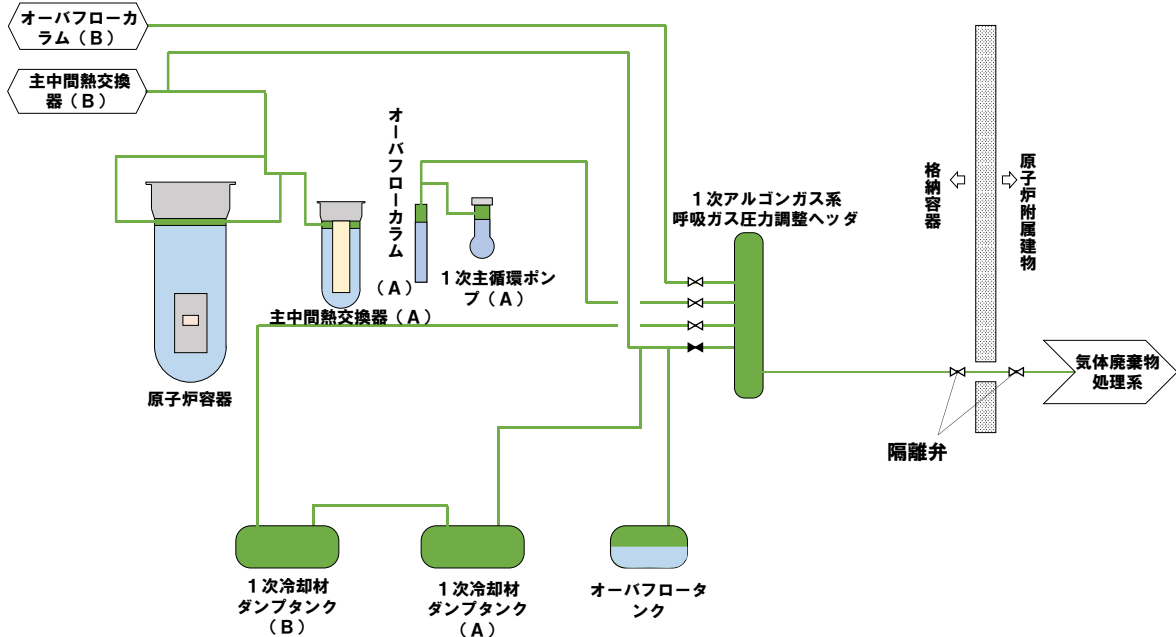


ポニーモータ自動停止インターロックの概要

1次アルゴンガス系の隔離弁の閉止の効果及び位置付けについて

1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順

本手順は、燃料の破損が推定される際に原子炉カバーガス中の放射性物質を閉じ込めるための1次アルゴンガス系の排気側の隔離に係る手順であり、安全性向上のために自主的に講じるものである。



原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等バウンダリから放射性物質等が放出された場合は、格納容器（自動）アイソレーションにより、1次アルゴンガス系の隔離弁も閉止される。

他方、原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等バウンダリが健全な場合は、原子炉カバーガス中に放出された希ガス等の放射性物質は、1次アルゴンガス系の配管を通じて、1次冷却材ダンプタンク、呼吸ガス圧力調整ヘッダを経由して、気体廃棄物処理系に流出し、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵され、多量の放射性物質の放出は防止される。なお、大容量（約100m³）の1次冷却材ダンプタンクを経由させることにより、放出までに数時間以上の時間遅れが期待できる。

以上のとおり、本手順は、格納容器（自動）アイソレーションに先立って、主な放射性物質の放出経路となりうる1次アルゴンガス系を閉止し、格納容器内で放射性物質を閉じ込めることにより安全性を向上させるための手順である。

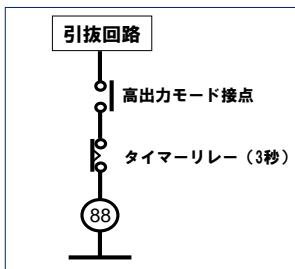
制御棒連続引き抜き防止インターロックの設計について

－ 制御棒連続引抜き阻止インターロック －

- ・出力運転中に、制御棒の連続引抜き時間が3秒となると、引抜きを自動的に阻止するタイマーリレー（約3秒）を設けることにより、UTOP有効性評価で設定する連続引抜き時間4秒を超えない設計とする。
- ・制御棒駆動機構駆動回路と同じ非常用電源設備より給電するものとする。

【基本設計】

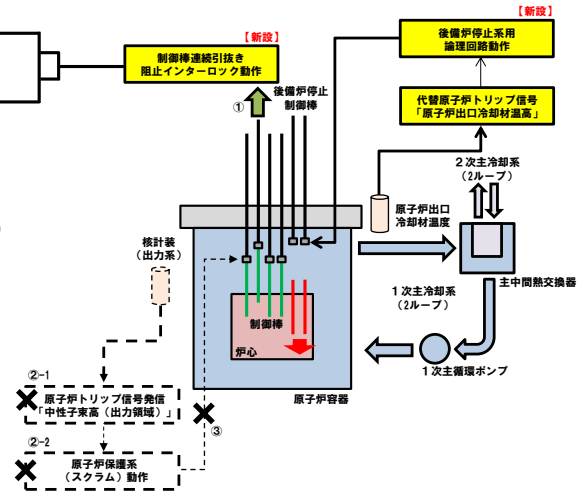
- 基本構成：引抜回路にタイマーリレーを増設
- 設定：タイマー設定3秒（評価値4秒に対して1秒の裕度）
- 作動条件：運転モードスイッチ「高出力モード」
- 待機条件：限時動作b接点



制御棒連続引き抜き阻止インターロックの基本構成等（待機条件を含む）

制御棒連続引抜き時間3秒

運転モードスイッチ
「高出力モード」

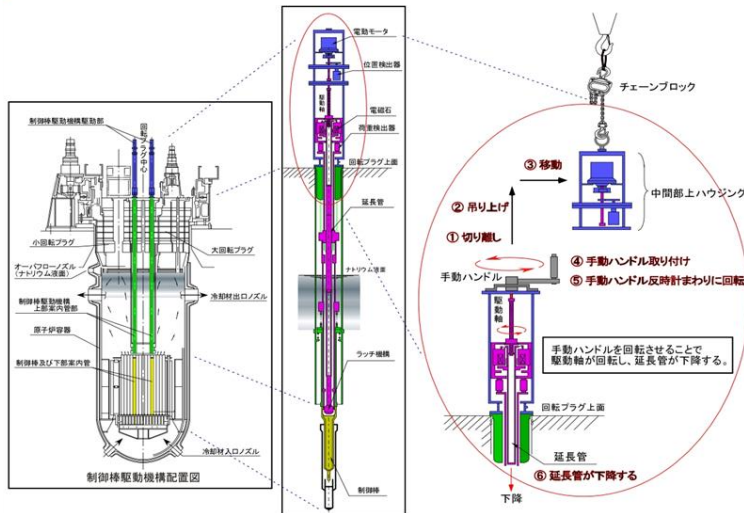


UTOPの事象進展及び炉心損傷防止措置の概要図

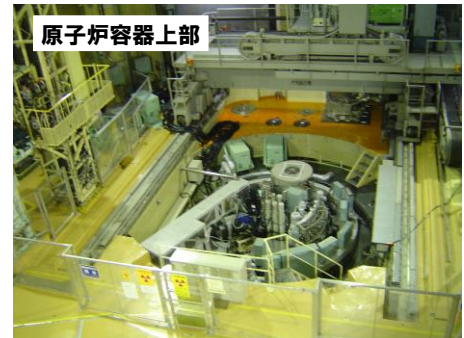
制御棒駆動機構の軸の回転操作の資機材及び手順並びに実現性について

物理的特性による高温静定状態における自主対策（制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒挿入）

- ULOHSにおいては、炉心損傷防止措置が機能しないと仮定した場合にあっても、固有の物理メカニズム（負の反応度係数等）による出力低減及び冷却系による冷却によって、炉心の著しい損傷が防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出も防止される。
- 上記の状態は、比較的高温での安定静定状態であるため、中央制御室での以下の操作により低温の安定静定状態に移行させる。
 - ・ 手動スクラム
 - ・ 制御棒又は後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断
 - ・ 制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構の手動挿入
- さらに、自主対策として、直接、制御棒駆動機構の軸を回転させ制御棒を炉心に挿入する設備、手順を整備する。対策実施時は、作業場所（原子炉容器上部）の線量率を測定し、異常がないことを確認するとともに、局所排風機の設置、半面マスク等の防護具、線量計の着用により作業者の被ばくを管理・低減する措置を講じる。



制御棒駆動機構の軸の直接回転操作の概念図



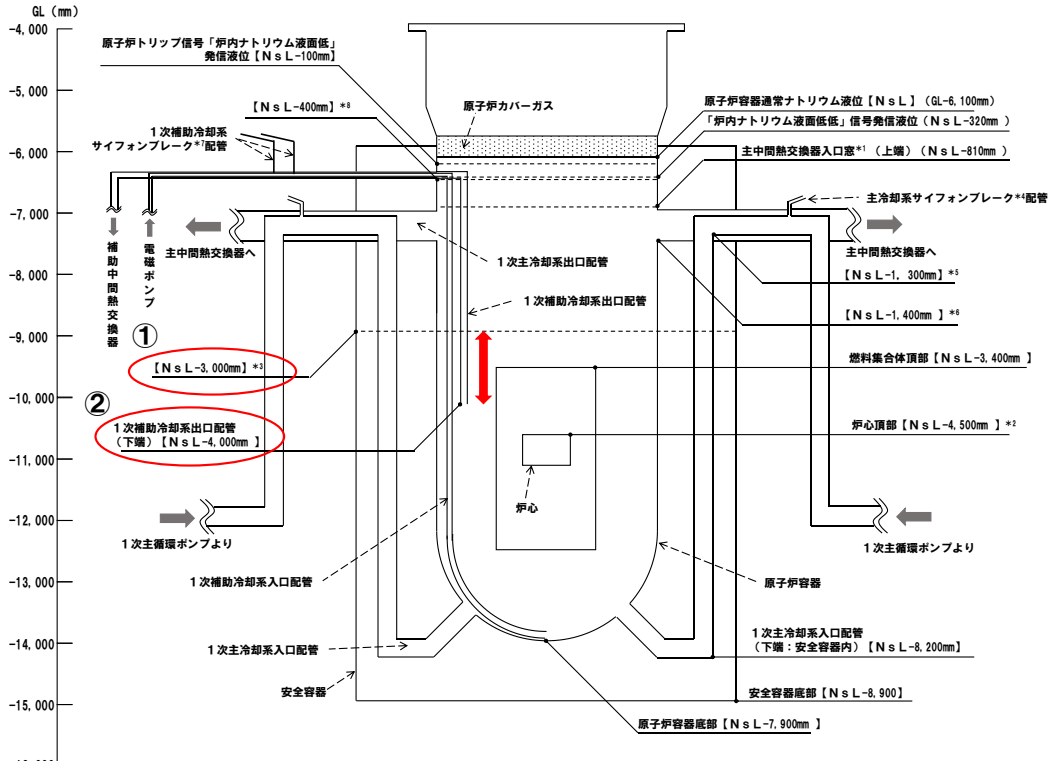
【現場へのアクセス性】
 作業場所（原子炉容器上部）は、特別な装備を必要とせず、地上階フロアから入域が可能。

【作業性】
 作業は、仮設足場等を必要とせず、原子炉容器上部において、必要な手順の実施が可能。

1次補助冷却系出口配管からの吸い込みに必要な液位と LORL 時の液位の関係について

1次補助冷却系配管のカバーガスの巻込みについて (1/2)

- ① : LORLが生じた際の原子炉容器内の冷却材の最低液位 (LORL (i))
- ② : 原子炉容器内の1次補助冷却系出口配管下端位置



*1 : 主中間熱交換器内に入流した1次冷却材の伝熱管部への入口 (有効性評価では、1次冷却材の液位が入口窓 (上端) を下回った時点で、1次冷却材の流路を喪失すると仮定)

*2 : LORL及びPLOHSにおける炉外事象過程の評価において、炉心の著しい損傷及び原子炉容器の破損を仮定する液位

*3 : 安全容器内の配管 (内管及び外管) が破損し、安全容器内に1次冷却材が流出した場合に、原子炉容器冷却材液位と安全容器内に流出した冷却材の液位がバランスし、1次冷却材の漏えいが停止する液位

*4 : 1次主循環ポンプの出口から原子炉容器の入口 (安全容器内を除く。) の低所に位置する配管 (内管及び外管) が破損した場合に、サイフォン現象による原子炉容器冷却材液位の低下を防止するため、1次アルゴンガスが流入することによりサイフォン現象をブレイク (オーバーフローカラムの液位がNs L-950mmを下回るにより自動的に1次アルゴンガスが流入し作動)

*5 : 主冷却系サイフォンブレイクが作動した場合に1次冷却材の漏えいが停止する液位

*6 : 原子炉容器の出口から1次主循環ポンプの入口の配管 (内管及び外管) が破損した場合に1次冷却材の漏えいが停止する液位

*7 : 1次補助冷却系の低所に位置する配管 (内管及び外管) が破損し、サイフォン現象による原子炉容器冷却材液位の低下を防止するため、サイフォンブレイク止弁が開となり1次アルゴンガスが流入することによりサイフォン現象をブレイク (「炉内ナトリウム液面低」信号により自動でサイフォンブレイク止弁が作動)

*8 : 1次補助冷却系サイフォンブレイクが作動した場合に1次冷却材の漏えいが停止する液位

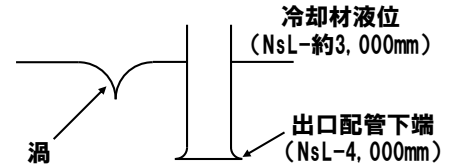
1次補助冷却系配管のカバーガスの巻込みについて（2/2）

LORLにおける原子炉容器内の冷却材の最低液位はNsL-約3,000mmであるのに対して、1次補助冷却系の出口配管は、それよりも約1,000mm下方のNsL-4,000mmに位置する。

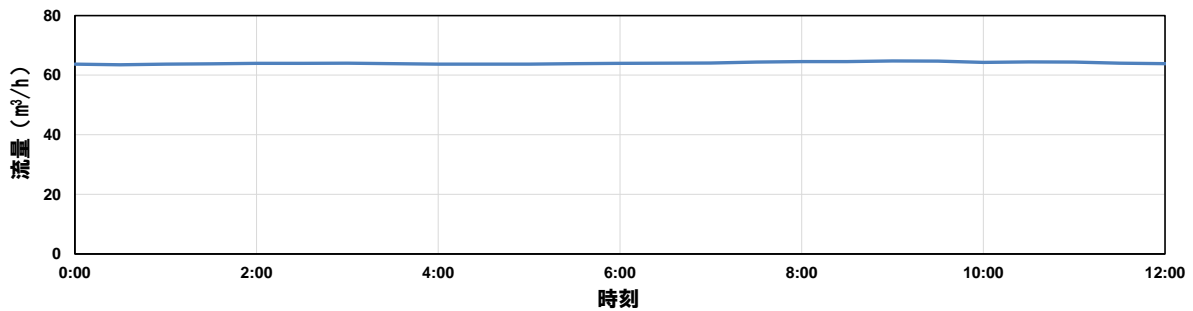
ガス巻込みに関する既往の知見^[1]より、カバーガスの巻込み渦対策として推奨される液深は800mm以上となり、LORL時の原子炉容器内の冷却材液位が低下した状態にあっても、1次補助冷却系配管にカバーガスが巻き込まれ、冷却材の循環機能に異常が生じることはない。

評価に用いた条件

項目		条件
形状	配管内径	約81mm
運転条件	配管内流速	約3.5m/s (定格運転時の流量56.5t/hより)



なお、以下に示す通り、原子炉容器内の冷却材液位をNsL-3,400mmまで低下させた状態で、1次補助冷却系を運転した際にあっても、1次補助冷却系の冷却材の循環に異常は生じていない。



原子炉容器内の冷却材液位NsL-3,400mmにおける1次補助冷却系流量の時刻歴（2018年9月4日）

[1] ANSI and Hydraulic Institute. American National Standard for Pump Intake Design. 1998.

BDDB の措置におけるコンクリート遮へい体冷却系の位置付けについて

評価事故シーケンスに応じたコンクリート遮へい体冷却系の位置付け

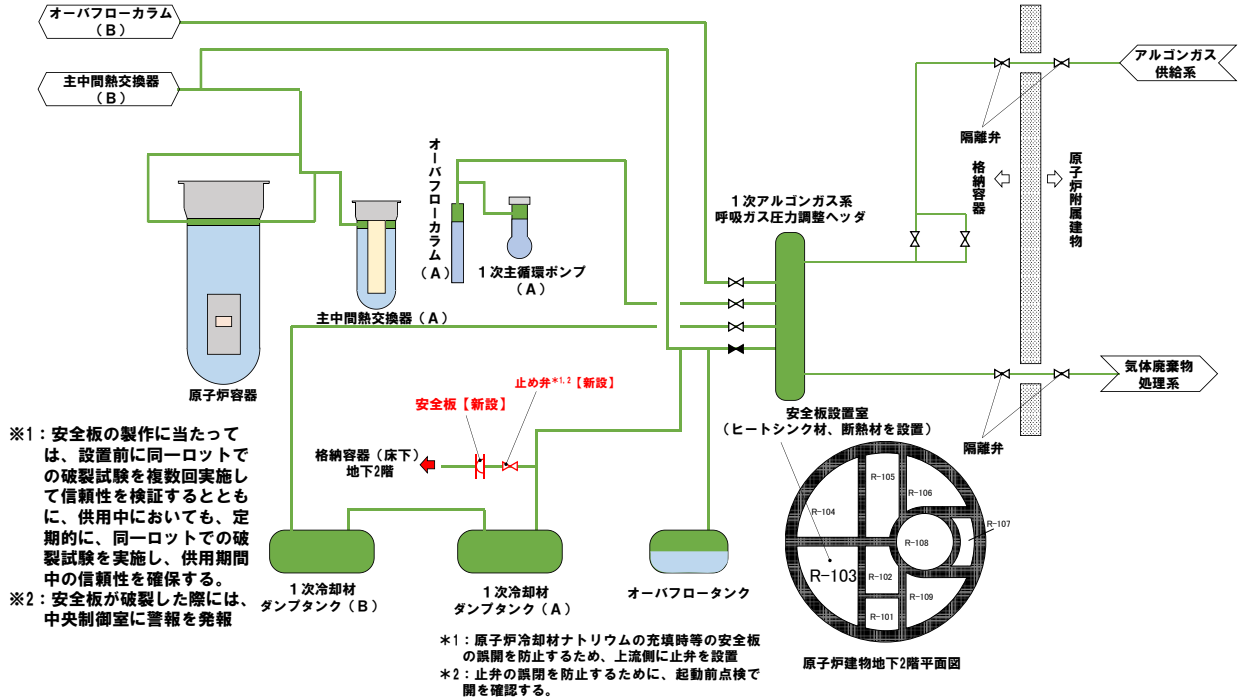
格納容器破損防止措置は、一つの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定して、炉心の著しい損傷に至ることを仮定し、その場合において、炉心の著しい損傷の防止又は格納容器破損防止措置を講じ、その有効性を評価することを基本的な方針としている。この方針に基づく、崩壊熱除去機能喪失型の評価事故シーケンスに対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置並びに自主対策を以下に示す。

事象グループ	評価事故シーケンス	評価事故シーケンスの概要	炉心損傷防止措置 (括弧内は自主対策)	格納容器破損防止措置
LORL	LORL(i)	1次系漏えい(安全容器内の内外管)	補助冷却設備強制循環冷却	コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却 <炉心損傷防止措置の機能喪失の想定:補助冷却設備強制循環冷却>
	LORL(ii)	1次系漏えい(1次主系配管の内外管)	補助冷却設備強制循環冷却 (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)	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 <炉心損傷防止措置の機能喪失の想定:補助冷却設備強制循環冷却>
	LORL(iii)	1次系漏えい(1次補助系配管の内外管)	主冷却系2ループ自然循環冷却 (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)	主冷却系1ループ自然循環冷却 <炉心損傷防止措置の機能喪失の想定:主冷却系1ループ自然循環冷却>
PLOHS	PLOHS(i)	外部電源喪失+強制循環失敗	主冷却系2ループ自然循環冷却 (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)	主冷却系1ループ自然循環冷却 <炉心損傷防止措置の機能喪失の想定:主冷却系1ループ自然循環冷却>
	PLOHS(ii)	2次系漏えい+強制循環失敗	主冷却系1ループ自然循環冷却 (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)	コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却 <炉心損傷防止措置の機能喪失の想定:主冷却系1ループ自然循環冷却> 炉心の著しい損傷時の格納容器破損防止措置の有効性を評価するため、敢えて、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は措置として考慮せず。
SBO	SBO	全交流動力電源喪失	主冷却系2ループ自然循環冷却	主冷却系1ループ自然循環冷却 <炉心損傷防止措置の機能喪失の想定:主冷却系1ループ自然循環冷却>

安全板の動作の信頼性、ヒートシンク材の材料及び設置場所について

原子炉冷却材バウンダリの過圧防止、格納容器内の熱的影響の緩和に係る資機材 - 安全板、ヒートシンク材及び断熱材の設置 -

- 格納容器破損防止措置として、安全板によって主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧破損を防止する措置を講じるとともに、安全板を通して格納容器（床下）に流出した冷却材の熱的影響をヒートシンク材及び断熱材で緩和
- 安全板※1,2は、1次アルゴンガス系に新たに配置（原子炉建物地下2階）
- 安全板までの配管部（ペーパートラップを含む。）はヒータ等を設置し、ナトリウムの凝縮による閉塞を防止
- 安全板の破裂圧力は、約9.8kPaに設定（通常運転時の原子炉カバークラス圧力：約0.98kPa）
- ヒートシンク材には、比熱が大きく、耐ナトリウム性が良好なアルミナを使用。ヒートシンク材等は、安全板を設置する部屋に設置



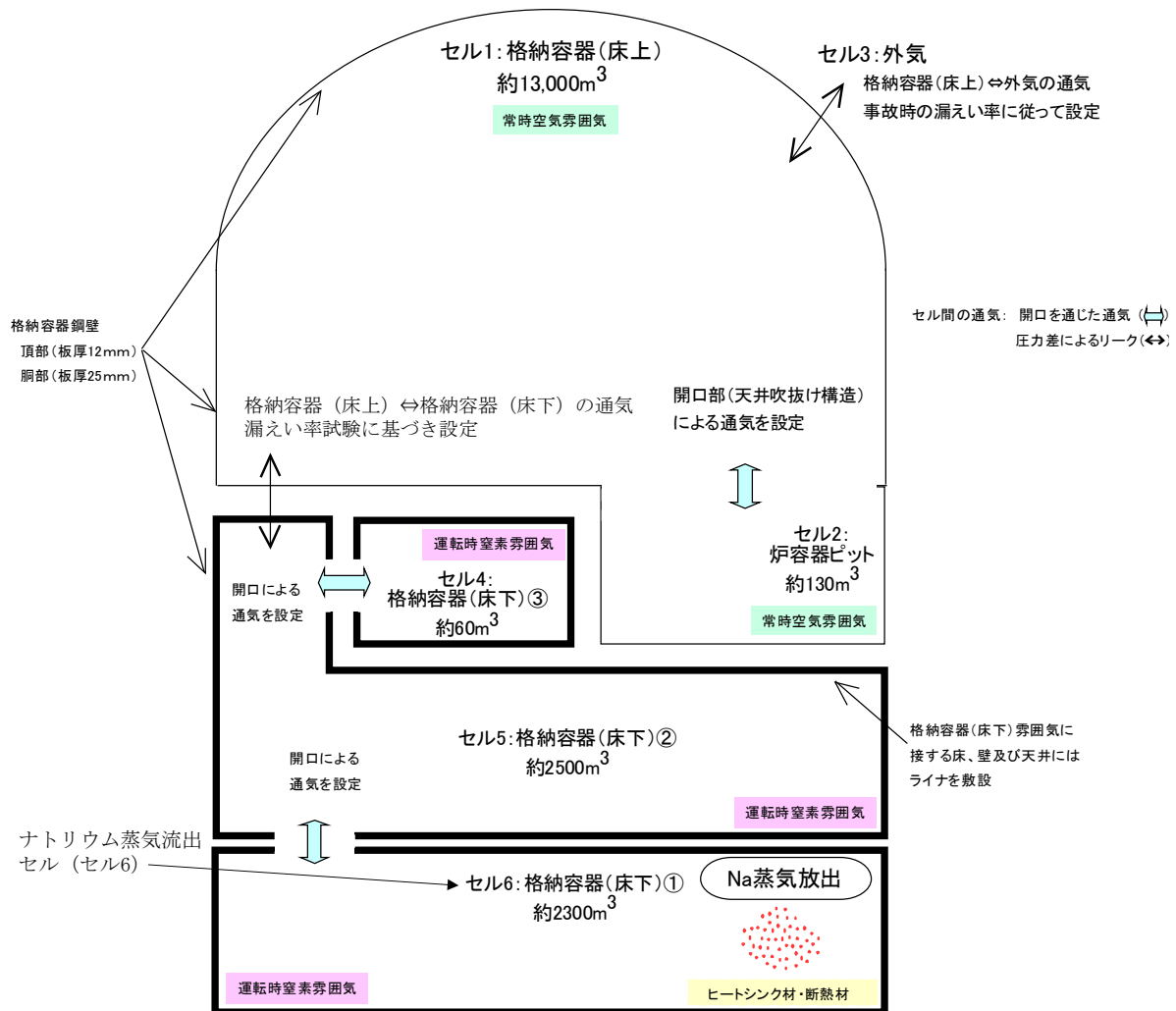
漏えいナトリウムの影響の拡大を抑制するための区画化等の対策について

1. ナトリウム燃焼による機械的負荷に係る格納容器破損防止措置

原子炉冷却材ナトリウムが格納容器床下に漏えいする事象に対して、ナトリウム燃焼による機械的な格納容器の破損を防止するため、以下の措置を講じている。

- ① 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、断熱材及びヒートシンク材を整備する。また、流出したナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器（床下）の室には鋼製のライナを整備する。
- ② 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- ③ ナトリウムが流出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

本事象については、現状の設計に基づいて、第1図のとおり格納容器床下を一つの区画としてモデル化し、有効性評価を実施している。格納容器床下は一つの区画であり、流出したナトリウムが区画全域に拡散し、事象収束後の復旧が困難になることから、拡散抑制対策を講じる。



第 1.1 図 格納容器破損防止措置の有効性評価における解析体系