

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 50 条（原子炉制御室等）に係る説明書

2019 年 12 月 23 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
大洗研究所高速実験炉部

目 次

1. 要求事項の整理
2. 要求事項への適合性
 - 2.1 基本方針
 - 2.2 中央制御室
 - 2.3 中央制御室外原子炉停止盤
 - 2.4 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 50 条）への適合性説明

(別紙)

- 別紙 1 : 計測制御系統施設において監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要があるもの
- 別紙 2 : 中央制御室において原子炉施設の安全性を確保するために必要となる手動操作
- 別紙 3 : 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における中央制御室での放射線被ばく
- 別紙 4 : 中央制御室空調再循環運転の概要
- 別紙 5 : 中央制御室からの避難ルート
- 別紙 6 : 中央制御室外原子炉停止盤の概要

1. 要求事項の整理

試験炉設置許可基準規則第 50 条における要求事項等を第 1.1 表に示す。本要求事項の一部は、新規制基準における追加要求事項に該当する。

第 1.1 表 試験炉設置許可基準規則第 50 条における要求事項
及び本申請における変更の有無

要求事項	変更の有無
<p>1 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室を設けなければならない。</p> <p>一 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <ul style="list-style-type: none"> 第 1 項第 1 号に規定する「必要なパラメータを監視できる」とは、計測制御システム施設において監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要のあるものを原子炉制御室において監視できることをいう。 	無
<p>二 試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <ul style="list-style-type: none"> 第 1 項第 2 号に規定する「必要な操作を手動により行う」とは、手動による試験研究用等原子炉の急速な停止及び停止後の試験研究用等原子炉の冷却の確保のための操作を行うことをいう。 	無
<p>三 設計基準事故が発生した場合に試験研究用等原子炉の運転の停止その他の試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けること。</p> <p>【解釈】</p> <ul style="list-style-type: none"> 第 1 項第 3 号に規定する「一定期間」とは、放射線業務従事者が制御室で事故対策操作を行う必要のある期間をいう。 	無
<p>四 従事者が、設計基準事故時に、容易に避難できる構造とすること。</p> <p>【解釈】</p> <ul style="list-style-type: none"> 第 1 項第 4 号に規定する「避難できる構造」とは、必要に応じて制御室又はその近傍に、非常口又は脱出口を設けることをいう。 	無
<p>2 試験研究用等原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視する装置を設けなければならない。</p>	有

2. 要求事項への適合性

2.1 基本方針

原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を設ける。中央制御室は、原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視するとともに原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとするため、各種の制御盤及び監視盤、通信連絡設備等を設ける。また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離、その他の適切に防護するための設備を設けるとともに、設計基準事故時に容易に避難できる構造とする。

2.2 中央制御室

原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を原子炉附属建物2階に設ける。中央制御室は、原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視する【計測制御系統施設において監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要のあるもの：別紙1参照】とともに、原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする【中央制御室において原子炉施設の安全性を確保するために必要となる手動操作：別紙2参照】ため、各種の制御盤及び監視盤、通信連絡設備等を設ける。

また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置【運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における中央制御室での放射線被ばく：別紙3参照】、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離【中央制御室空調再循環運転の概要：別紙4参照】、その他の適切に防護するための設備を設けるとともに、設計基準事故時に容易に避難できる構造【中央制御室からの避難ルート：別紙5参照】とする。

2.3 中央制御室外原子炉停止盤

原子炉施設には、火災その他の異常な事態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける【中央制御室外原子炉停止盤の概要：別紙6参照】。

2.4 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 50 条）への適合性説明

（原子炉制御室等）

第五十条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室を設けなければならない。

- 一 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。
 - 二 試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。
 - 三 設計基準事故が発生した場合に試験研究用等原子炉の運転の停止その他の試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けること。
 - 四 従事者が、設計基準事故時に、容易に避難できる構造とすること。
- 2 試験研究用等原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視する装置を設けなければならない。

適合のための設計方針

1 について

原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を原子炉附属建物 2 階に設ける。中央制御室は、原子炉施設の健全性を確保するため、炉心の中性子束密度を監視するための核計装（起動系、中間出力系及び線形出力系の 3 系統）、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1 次主冷却系の温度及び流量並びに格納容器内の圧力及び温度等のパラメータを監視するとともに原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとするため、各種の制御盤及び監視盤、通信連絡設備等を設ける。また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けるとともに、非常口を設け設計基準事故時に容易に避難できる構造とする。

2 について

原子炉施設には、火災その他の異常な事態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータ（線形出力系指示値、原子炉出口冷却材温度及び原子炉入口冷却材温度）を監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。

- ※ (参考)【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13条(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)に係る説明書】
- ※ (参考)【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58条(計測制御系統施設)に係る説明書】

計測制御系統施設において監視が要求されるパラメータのうち、
連続的に監視する必要があるもの

原子炉施設には、炉心、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及び格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御し、かつ、監視するための計測制御系統施設として、炉心の中性子束密度を監視するための核計装（起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統）、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量並びに格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設けている。これらのパラメータは、以下に示すように、中央制御室において監視できるものとしている。

核物質防護情報が含まれているため公開できません。

核計装（起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統）：原子炉制御盤にて監視

原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度：1次制御盤にて監視

1次主冷却系の温度及び流量：1次制御盤にて監視

格納容器内の圧力及び温度：格納容器雰囲気調整系盤にて監視

原子炉容器内液位：1次制御盤にて監視

中央制御室において

原子炉施設の安全性を確保するために必要となる手動操作

「常陽」では、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時、及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を介在しなくても必要な安全機能が確保されるように設計する。

「常陽」における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象一覧及び概要を第1表及び第2表に示す。また、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その動作が期待される安全施設の一覧を第3表に示す。

原子炉保護系作動時のプラントの基本的な挙動及び原子炉保護系作動後の冷却系の主な状態を第1図及び第2図に示す。これらの事象の収束等は、運転員の操作を介在することなく、予め設定されたシーケンスやインターロック等の動作により達成される。中央制御室において、運転員に期待される対応は、「監視」である。ただし、中央制御室には、手動スクラムボタン及び手動アイソレーションボタンを設けており、運転員は、手動により、原子炉を急速に停止することができる（停止後の原子炉の冷却の確保は、1次主冷却系及び2次主冷却系の継続運転により達成）。

第1表 運転時の異常な過渡変化の事象一覧及び概要

事象	事象の概要
未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	原子炉の起動時に運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される。
出力運転中の制御棒の異常な引抜き	原子炉を定格出力又はその近傍の出力で運転している際に、運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される。
1次冷却材流量増大	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの回転数が上昇し、炉心流量が異常に増大する。
1次冷却材流量減少	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの主電動機が停止して、1次冷却材流量が減少する。
外部電源喪失	原子炉の出力運転中に、送電系統の故障や電氣設備の故障などにより系統機器の動力の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱される。
2次冷却材流量増大	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプの回転数が上昇し、2次冷却材流量が異常に増大する。
2次冷却材流量減少	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプが停止して、2次冷却材流量が減少する。
主冷却器空気流量の増大	原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材温度制御系の故障等の原因により主冷却機のベーン、ダンパが全開状態となり、主冷却器空気流量が異常に増大する。
主冷却器空気流量の減少	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により主送風機が停止して、主冷却器空気流量が減少する。

第2表 設計基準事故の事象一覧及び概要

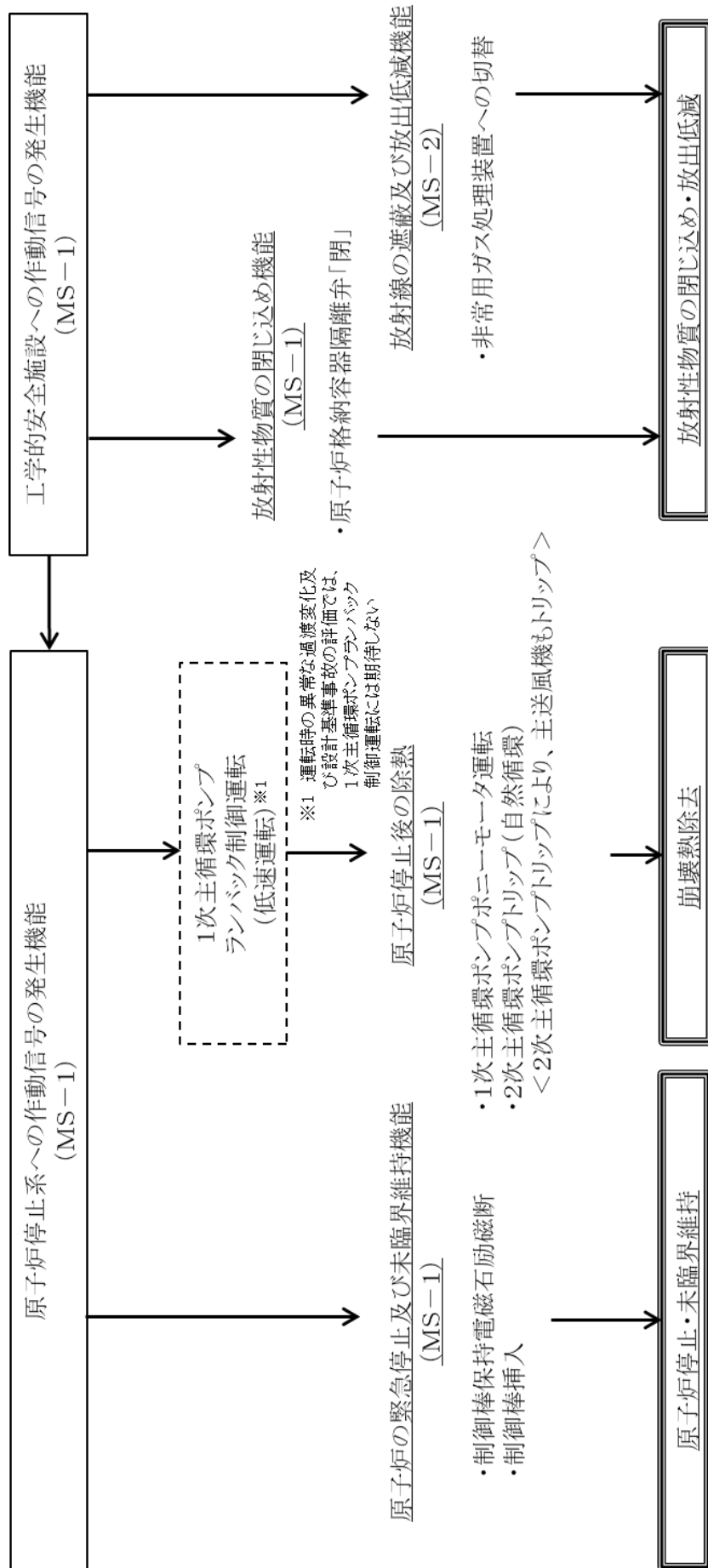
事象	事象の概要
燃料スランピング事故	原子炉の出力運転中に、何らかの熱的あるいは機械的原因で燃料ペレットが燃料被覆管内で下方に密に詰まり、炉心に異常な正の反応度が付加される。
1次主循環ポンプ軸固着事故	原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により1次主循環ポンプ1台の軸が固着し、1次冷却材流量が減少する。
1次冷却材漏えい事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管が破損し、1次冷却材が漏えいする。 また、配管・機器の二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器内床下を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、プール状に溜る。
冷却材流路閉塞事故	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次冷却材の流路が局部的に閉塞される。
2次主循環ポンプ軸固着事故	原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により2次主循環ポンプ1台の軸が固着し、2次冷却材流量が減少する。
2次冷却材漏えい事故	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、2次冷却材が漏えいする。
主送風機風量瞬時低下事故	原子炉の出力運転中に、何らかの電氣的又は機械的原因により主送風機1台の風量が瞬時に低下し、主冷却器空気流量が減少する。
燃料取替取扱事故	原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における燃料集合体の取扱中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする。
気体廃棄物処理設備破損事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で気体廃棄物処理設備に破損が生じ、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする。
1次アルゴンガス漏えい事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次アルゴンガス系に破損が生じ、核分裂生成物を含んだ1次アルゴンガスが漏えいする。

第3表 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用する安全施設の一覧 (1/2)

分類	機能	構築物、系統又は機器	関連系
MS-1	原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心バレル構造物 1) バレル構造物 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体 (A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置
	1次冷却材漏えい量の低減機能	① 原子炉容器 1) リークジャケット ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管 (外側) 又はリークジャケット	① 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器)
	原子炉停止後の除熱機能	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプモーター 2) 逆止弁 ② 2次主冷却系 1) 主冷却機 (主送風機を除く。)	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。) ③ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。)

第3表 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用する安全施設の一覧 (2/2)

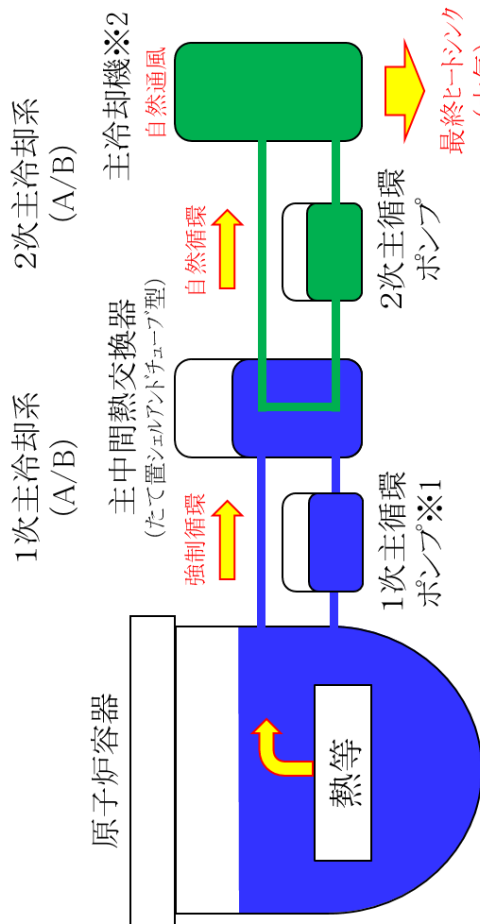
分類	機能	構築物、系統又は機器	関連系
MS-1	放射性物質の閉じ込め機能	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	① 原子炉保護系 (スクラム) ② 原子炉保護系 (アイソレーション)	① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
MS-2	安全上特に重要な関連機能	① 非常用ディーゼル電源系 (MS-1に 関連するもの) ② 交流無停電電源系 (MS-1に 関連するもの) ③ 直流無停電電源系 (MS-1に 関連するもの)	① 関連する補機冷却設備
	放射線の遮蔽及び放出低減機能	① アニュラス部排気系 1) アニュラス部排気系 (アニュラス部 常用排気フィルタを除く。) ② 非常用ガス処理装置 ③ 主排気筒	
	事故時のプラント状態の把握機能	① 事故時監視計器の一部	



【その他】

- ・安全上特に重要な関連機能 (MS-1) ⇒ 運転時の異常な過渡変化「外部電源喪失」において、電源を供給
- ・1次冷却材漏えい量の低減機能 (MS-1) ⇒ 設計基準事故「1次冷却材漏えい事故」において、漏えい量を低減

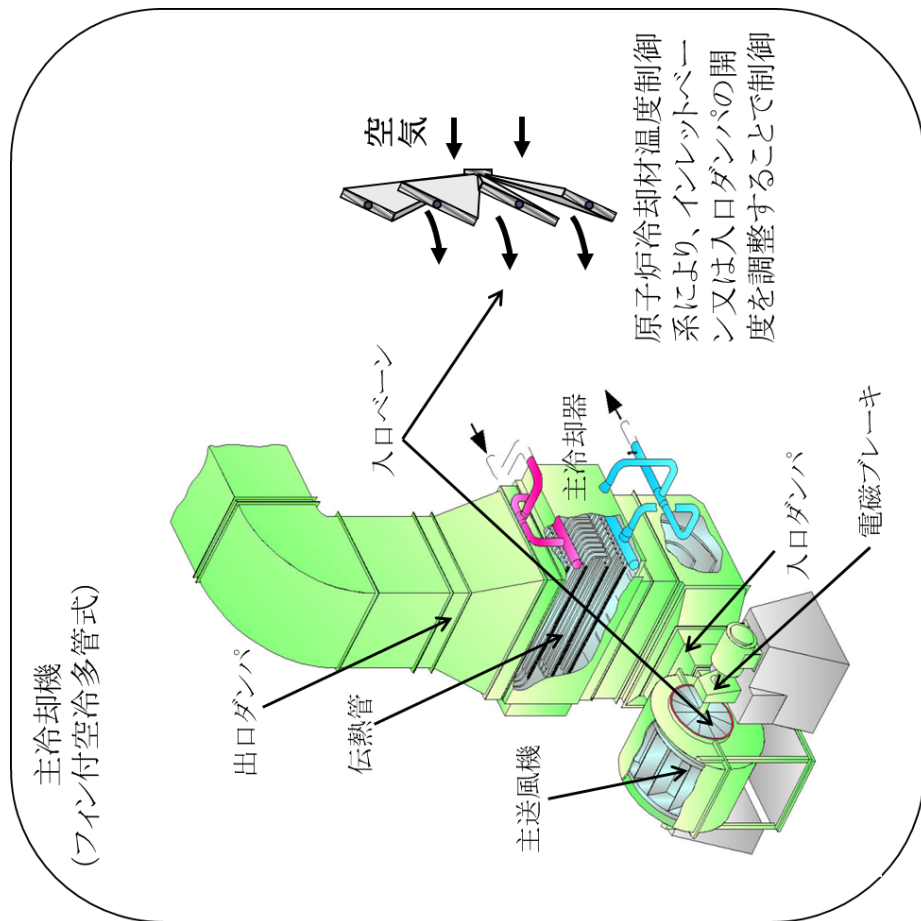
第1図 原子炉保護系作動時のプラントの基本的な挙動



1次主循環ポンプ： 主電動機 低速運転(ファンバック制御)又は
ボニーマーター 運転※1
2次主循環ポンプ： 停止(自然循環)
主送風機： 停止(自然通風)

※1： 起因事象が外部電源喪失及び1次主循環ポンプに係る故障時を除いた場合には、通常、ファンバック制御(低速運転)による強制循環冷却に移行するが、当該機能は安全評価において期待しない。

※2： 原子炉保護系動作直後には、主送風機が停止するとともに入口ベーン・ダンパは全閉となる。それ以降は、原子炉冷却材温度制御系により開度を調整。



第2図 原子炉保護系作動後の冷却系の主な状態

運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時
における中央制御室での放射線被ばく

「常陽」における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象一覧及び概要を第1表及び第2表に示す。これらの事象の収束等は、運転員の操作を介在することなく、予め設定されたシーケンスやインターロック等の動作により達成される。運転員に期待される対応は、「監視」であり、当該対応は、中央制御室で実施される。

運転時の異常な過渡変化にあつては、「燃料被覆管は機械的に破損しないこと」、「冷却材は沸騰しないこと」、「燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ることを判断基準とし、想定された事象が生じた場合に、炉心が損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束されることを確認している。炉心に含まれる放射性物質等は、原子炉冷却材バウンダリに内包された状態にあり、中央制御室の居住性に影響を及ぼすことはない。

設計基準事故においては、以下に示す4事象を除くものは、炉心に含まれる放射性物質等が、原子炉冷却材バウンダリに内包された状態にあり、中央制御室の居住性に影響を及ぼすことはない。

- ・ 1次冷却材漏えい事故
- ・ 燃料取替取扱事故
- ・ 気体廃棄物処理設備破損事故
- ・ 1次アルゴンガス漏えい事故

上記事象について、設計基準事故と同じ手法・条件（相対線量及び相対濃度を除く。）を用いて、中央制御室における実効線量を評価した結果を以下に示す。相対線量及び相対濃度については、中央制御室が、主排気筒からESE約20mの位置・格納容器（ドーム部）からNE約20mの位置にあることに鑑み、相応の値を使用した（第3表参照）。当該評価結果は、放射線業務従事者の線量限度を十分に下回っている。

	希ガスからの ガンマ線による 実効線量 (mSv)	よう素の吸入摂取 による実効線量 (mSv)	実効線量 (合計) (mSv)
1次冷却材漏えい事故	8.0×10^{-5}	3.1×10^{-3}	3.1×10^{-3}
1次アルゴンガス漏えい事故	2.9×10^{-3}	2.0×10^{-5}	2.9×10^{-3}
気体廃棄物処理設備破損事故	1.6×10^{-2}	3.6×10^{-3}	2.0×10^{-2}
燃料取替取扱事故	3.1×10^{-2}	6.7×10^{-1}	7.0×10^{-1}

第1表 運転時の異常な過渡変化の事象一覧及び概要

事象	事象の概要
未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	原子炉の起動時に運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される。
出力運転中の制御棒の異常な引抜き	原子炉を定格出力又はその近傍の出力で運転している際に、運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される。
1次冷却材流量増大	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの回転数が上昇し、炉心流量が異常に増大する。
1次冷却材流量減少	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの主電動機が停止して、1次冷却材流量が減少する。
外部電源喪失	原子炉の出力運転中に、送電系統の故障や電気設備の故障などにより系統機器の動力の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱される。
2次冷却材流量増大	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプの回転数が上昇し、2次冷却材流量が異常に増大する。
2次冷却材流量減少	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプが停止して、2次冷却材流量が減少する。
主冷却器空気流量の増大	原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材温度制御系の故障等の原因により主冷却機のベーン、ダンパが全開状態となり、主冷却器空気流量が異常に増大する。
主冷却器空気流量の減少	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により主送風機が停止して、主冷却器空気流量が減少する。

第2表 設計基準事故の事象一覧及び概要

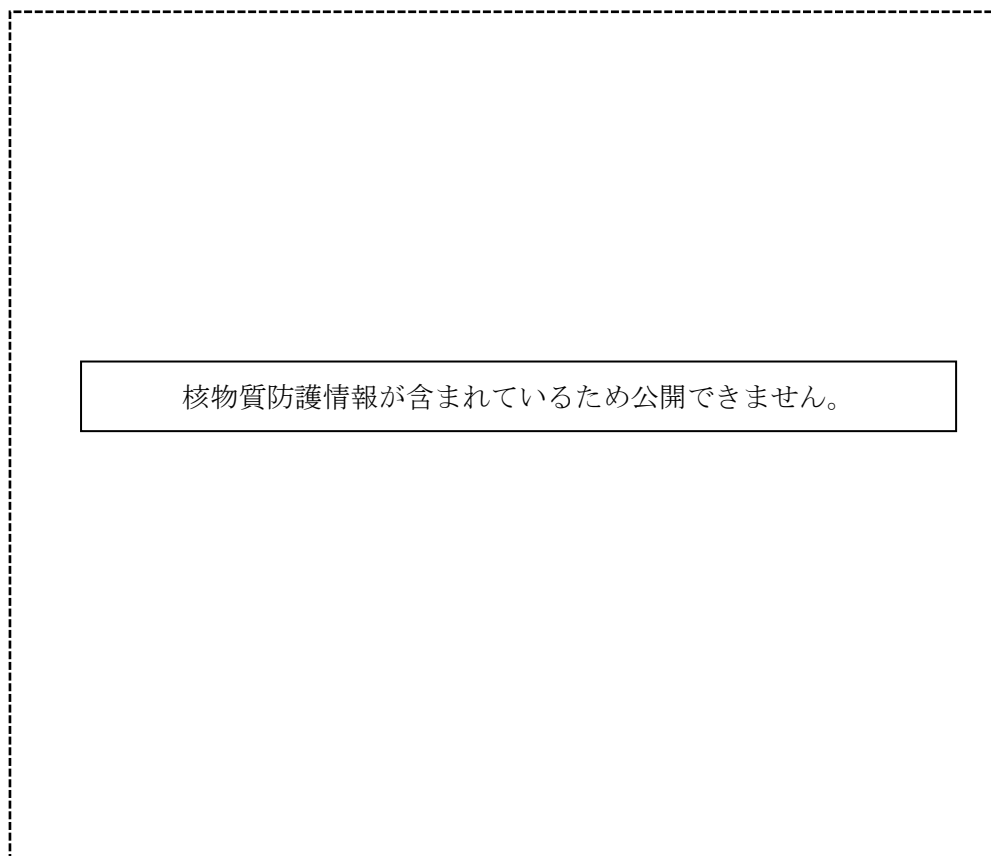
事象	事象の概要
燃料スランピング事故	原子炉の出力運転中に、何らかの熱的あるいは機械的原因で燃料ペレットが燃料被覆管内で下方に密に詰まり、炉心に異常な正の反応度が付加される。
1次主循環ポンプ軸固着事故	原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により1次主循環ポンプ1台の軸が固着し、1次冷却材流量が減少する。
1次冷却材漏えい事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管が破損し、1次冷却材が漏えいする。 また、配管・機器の二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器内床下を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、プール状に溜る。
冷却材流路閉塞事故	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次冷却材の流路が局部的に閉塞される。
2次主循環ポンプ軸固着事故	原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により2次主循環ポンプ1台の軸が固着し、2次冷却材流量が減少する。
2次冷却材漏えい事故	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、2次冷却材が漏えいする。
主送風機風量瞬時低下事故	原子炉の出力運転中に、何らかの電氣的又は機械的原因により主送風機1台の風量が瞬時に低下し、主冷却器空気流量が減少する。
燃料取替取扱事故	原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における燃料集合体の取扱中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする。
気体廃棄物処理設備破損事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で気体廃棄物処理設備に破損が生じ、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする。
1次アルゴンガス漏えい事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次アルゴンガス系に破損が生じ、核分裂生成物を含んだ1次アルゴンガスが漏えいする。

第3表 中央制御室の被ばく評価に使用する相対線量及び相対濃度

	相対線量 (Gy/MeV・Bq)		相対濃度 (h/m ³)	
	主排気筒放出	地上放出	主排気筒放出	地上放出
1次冷却材漏えい事故 1次アルゴンガス漏えい事故	3.0×10^{-19}	1.4×10^{-17}	～0	3.6×10^{-7}
気体廃棄物処理設備 破損事故	3.2×10^{-19}	1.7×10^{-17}	～0	4.6×10^{-7}
燃料取替取扱事故	—	1.7×10^{-17}	—	4.6×10^{-7}

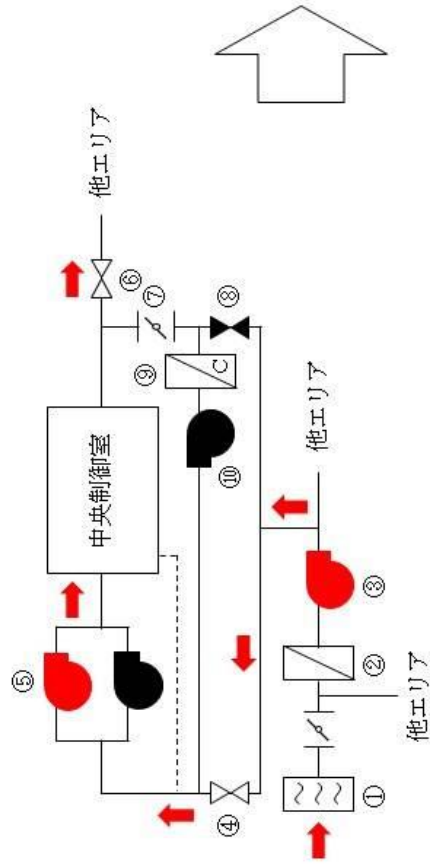
中央制御室の位置

主排気筒からESE約20mの位置
格納容器（ドーム部）からNE約20mの位置

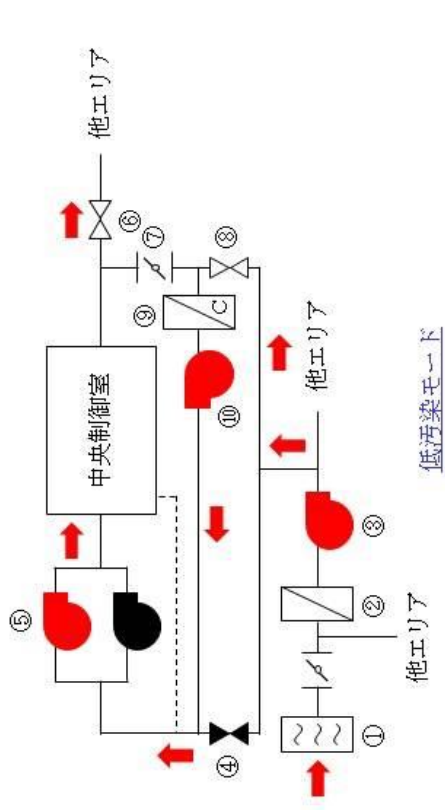


中央制御室空調再循環運転の概要

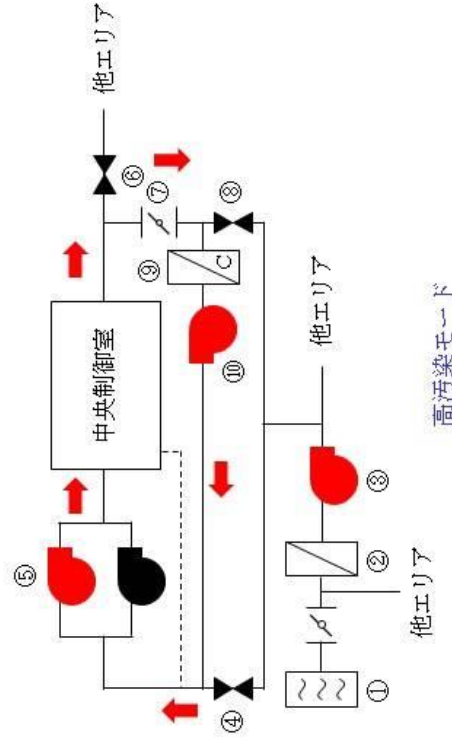
中央制御室空調再循環運転の概要を第1図に示す。通常運転時において、外気は、ルーバー、フィルタ、外気取入れファン及び空調器を経由し、中央制御室に導入される。設計基準事故時において、必要な場合には、プレフィルタ・HEPAフィルタ・チャコールフィルタを経由して、中央制御室に取り込む「低汚染モード」、及び閉回路を構築し、雰囲気空気を再循環する「高汚染モード」の中央制御室空調再循環運転を適用することで、換気設備の隔離を図ることができる。



通常運転時において、外気は、ルーバー (①)、フィルタ (②)、ガラスウールを使用)、外気取入れファン (③)、V92-1 (④) 及び空調器 (⑤：1台運転) を経由し、中央制御室に導入され、V92-3 (⑥) より排気される。また、中央制御室には還流ライン (破線部) が設けられており、一部の空気は還流される。なお、DP92-3 (⑦) 及びV92-2 (⑧) は「閉」、再循環ファン (⑩) は「停止」で運用される。



V92-1 (④) 「閉」、V92-2 (⑧) 「閉」及び再循環ファン (⑩) 「運転」とし、再循環用フィルタ (③：プレフィルタ・HEPAフィルタ・チャコールフィルタを使用) を経由し、外気を取り入れる。なお、DP92-3 (⑦) は「閉」で運用される。



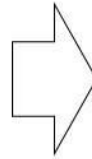
V92-1 (④) 「閉」、V92-2 (⑧) 「閉」、V92-3 (⑥) 「閉」、DP92-3 (⑦) 「閉」及び再循環ファン (⑩) 「運転」とし、再循環用フィルタ (③：プレフィルタ・HEPAフィルタ・チャコールフィルタを使用) を経由する再循環ラインを形成する。

第1図 中央制御室空調再循環運転の概要

参考：中央制御室空調再循環運転時の中央制御室内酸素濃度及び炭酸ガス濃度の評価結果

酸素濃度挙動評価に係るパラメータ等

在室人員	[人]	10
中央制御室バウンダリ	[m ³]	1230
成人呼吸気の酸素量(吸気)初期酸素濃度※1	[%]	20.95
成人呼吸気の酸素量(呼気)※1	[%]	16.40
成人の呼吸量(歩行時)※1	[ℓ/min]	24
許容酸素濃度※2	[%]	18



許容酸素濃度到達時間：約55時間

炭酸ガス濃度挙動評価に係るパラメータ

在室人員	[人]	10
中央制御室バウンダリ	[m ³]	1230
初期炭酸ガス濃度	[%]	0.03
呼吸による排出する炭酸ガス濃度(軽作業)※1	[m ³ /h]	0.03
許容炭酸ガス濃度※2	[%]	1.5



許容炭酸ガス濃度到達時間：約60時間

※1：空気調和・衛生工学便覧（空気調和設備編）

※2：労働安全衛生規則

中央制御室からの避難ルート

中央制御室は、原子炉附属建物 2 階に設置される（第 1 図参照）。中央制御室は、通常出入口に加え、非常口を有しており、従事者は、当該非常口を通じて、屋外に直接避難することができる。

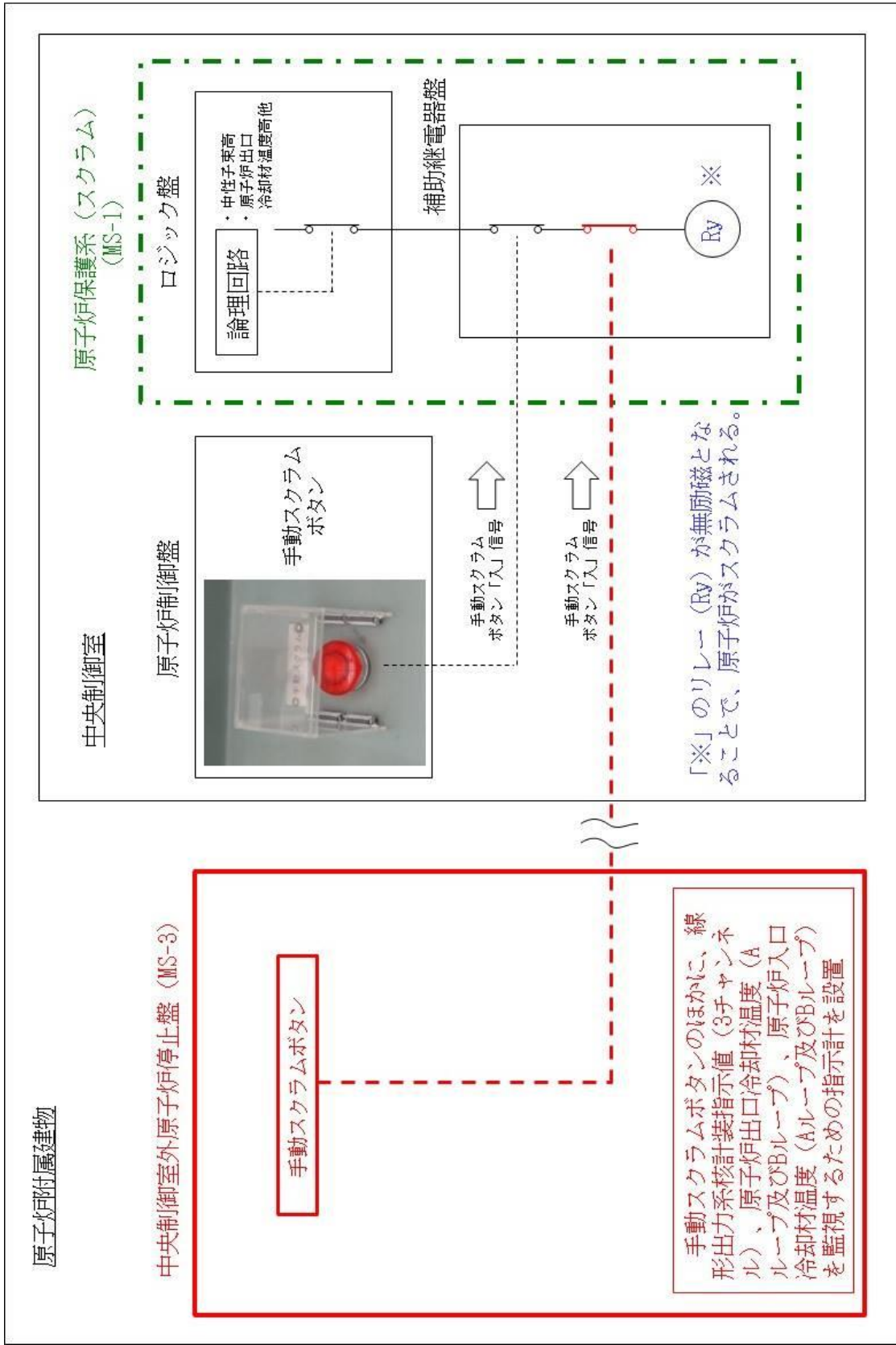
核物質防護情報が含まれているため公開できません。

第1図 中央制御室の位置及び構造等

中央制御室外原子炉停止盤の概要

中央制御室外原子炉停止盤には、中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、原子炉を停止できるように、手動スクラムボタンを設置する。当該手動スクラムボタンは、既設回路の手動スクラムボタン（中央制御室）に直列して設置するものとし、どちらの手動スクラムボタンを押した場合にあっても、「手動スクラム」により、原子炉保護系（スクラム）が作動し、原子炉は停止される（第1図参照）。なお、外部電源が利用できない場合には、フェイルセーフの構造及び動作原理から、原子炉保護系が作動し、原子炉は停止されるものとする。また、中央制御室外原子炉停止盤には、線形出力系核計装指示値（3チャンネル）、原子炉出口冷却材温度（Aループ及びBループ）、原子炉入口冷却材温度（Aループ及びBループ）を監視するための指示計を設ける。

中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室に火災その他の異常な事態が生じた場合におけるアクセスルートを考慮した上で、隔離・障壁により中央制御室と隔離された場所（原子炉附属建物内）に設置する（第2図参照）。自然現象及び外部人為事象については、外殻施設である原子炉附属建物により防護される。また、運転員の誤操作を防止するため、盤の配置、操作器具等の操作性に留意する。また、保守点検において誤りを生じにくいよう留意した設計とする。



第1図 中央制御室外原子炉停止盤の追加イメージ

核物質防護情報が含まれているため公開できません。

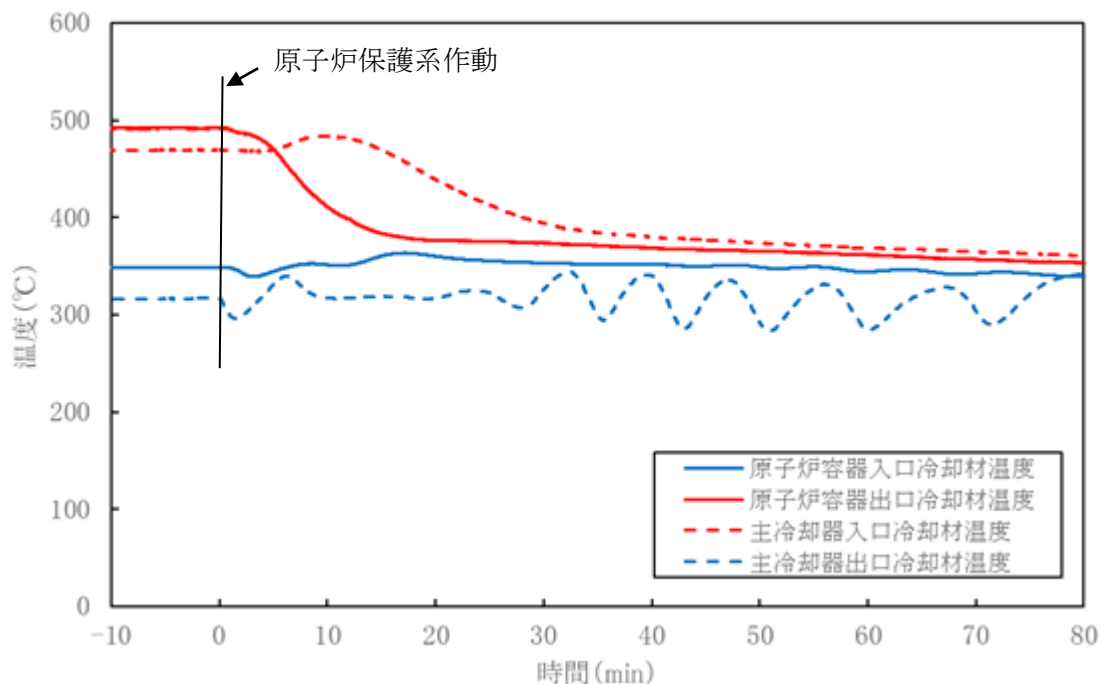
第2図 中央制御室外原子炉停止盤の設置位置（計画）

中央制御室外原子炉停止盤による原子炉の停止操作

火災その他の異常な事態により中央制御室が使用できない場合、中央制御室外原子炉停止盤の手動スクラムボタンを押して、原子炉保護系（スクラム）を作動させ、原子炉を停止させる。原子炉保護系作動時のプラントの基本的な挙動及び原子炉保護系作動後の冷却系の主な状態については、「別紙 2 中央制御室において原子炉施設の安全性を確保するために必要となる手動操作」に示すとおりであり、原子炉保護系作動後は運転員の操作を介在することなく、予め設定されたシーケンスやインターロック等の動作により原子炉の停止が達成される。

【参考：原子炉停止後の冷却材温度推移（実測値）】

参考に、原子炉停止後の冷却材温度推移の実測値として、MK-III炉心における外部電源喪失試験時の原子炉容器出入口冷却材温度及び主冷却器出入口冷却材温度の推移を参考図 1 に示す。なお、手動スクラム時には 1 次主循環ポンプの主電動機が停止せず、低速運転（ランバック運転）に移行するが、外部電源喪失時と概ね同様のプラント挙動を示す。



参考図 1 原子炉容器出入口冷却材温度及び主冷却器出入口冷却材温度の推移
(MK-III 外部電源喪失試験時)