

原子力規制検査において活用する 安全実績指標（PI）に関するガイドライン

原子力エネルギー協議会

2023 年 7 月

【はじめに】

2017 年 4 月 14 日、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）（以下、「原子炉等規制法」という。）等の一部を改正する法律が公布され、原子力規制検査に基づく監督等に係る規制監督プロセスが第 61 条の 2 の 2 として追加された。このプロセスでは、原子力発電事業者（以下、「事業者」という。）が報告した「安全実績指標」と原子力規制検査の監視結果から得られた情報を原子力規制委員会（以下、「NRA」という。）が活用することとなる。

本ガイドラインは、安全実績指標（PI）（以下、「指標」という。）を NRA に報告するにあたり、「検査制度見直しに関する WG」における議論や原子力規制検査の試運用実績等を踏まえ、各指標のデータの収集・計算方法を具体的に示したものである。

なお、本ガイドラインは、NRA「検査制度見直しに関する検討 WG」において産業界から提案し、内容については産業界/NRA が合意し運用するものである。

本ガイドラインの情報等の取扱いについては、以下のとおりとする。

（損害賠償責任）

（1）ATENA、ATENA 従業員、会員、支援組織等本ガイドラインの作成に関わる関係者

（「ATENA 関係者」）は、本ガイドラインの内容について、明示黙示を問わず、情報の完全性及び第三者の知的財産権の非侵害を含め、一切保証しない。ATENA 関係者は、本ガイドラインの使用により本ガイドライン使用者その他の第三者に生じた一切の損失、損害及び費用についてその責任を負わない。本ガイドラインの使用者は、自己の責任において本ガイドラインを使用するものとする。

（2）本ガイドラインは、NEI（The Nuclear Energy Institute）99-02 Revision7 を参照し、日本の原子力規制検査に適用するため ATENA の責任においてカスタマイズしたものであり、NEI およびその関係者は、本ガイドラインに対しては一切関係はない。

（権利帰属）

（1）本ガイドラインの著作権その他の知的財産権（「本件知的財産権」）は、ATENA に帰属する。本件知的財産権は、本ガイドラインの使用者に移転せず、また、ATENA の承諾がない限り、本ガイドラインの使用者には本件知的財産権に関する何らの権利も付与されない。

改定履歴

改定年月	版	改定内容	備考
2019 年 6 月 28 日	初版	新規制定	
2023 年 3 月 2 日	Rev. 1	・ 運用実績蓄積に伴う解説追加，記載の適正化 ・ 関連する規則，ガイド等の最新版を反映	
2023 年 7 月 6 日	Rev. 2	・ 核物質防護における補償時間の計測方法の変更 ・ 関連するガイドの最新版を反映 ・ 記載の適正化	

目次

1. 序文	1 -
1.1 目的	1 -
1.2 概要	1 -
1.3 データの提出について.....	6 -
1.4 データの修正について.....	6 -
1.5 客観的な証拠の確保について.....	7 -
2. 安全実績指標 (PI)	8 -
2.1 発生防止	8 -
2.2 拡大防止・影響緩和.....	24 -
2.3 閉じ込めの維持	38 -
2.4 重大事故等対処及び大規模損壊対処.....	45 -
2.5 公衆に対する放射線安全.....	58 -
2.6 従業員に対する放射線安全.....	61 -
2.7 核物質防護	68 -
3. 添付書類	
(1) データフォーマットについて	
(2) 緩和系性能指標 (MSPI) 対象系統の選定について	
(3)-1 安全系の機能故障件数としてカウントする LCO 対象条文 (PWR プラントの例)	
(3)-2 安全系の機能故障件数としてカウントする LCO 対象条文 (BWR プラントの例)	
(4) 緩和系性能指標 (MSPI) の計算方法について	
(5) 略語の説明	
(6) 監視領域と PI について	

1. 序文

1.1 目的

本ガイドラインの目的は、事業者が、原子力規制検査の指標を NRA に報告するために必要なデータの提出方法および具体的な計算方法について指針を提示することである。

1.2 概要

原子炉の安全、公衆および従業員の健康を確保するため、原子力規制検査は、「原子力施設安全」、「放射線安全」、「核物質防護」の3つの監視領域（大分類）が設定されており、3つの監視領域（大分類）はさらに7つの監視領域（小分類）に分かれている。（図 1.2-1 参照）

指標は、客観的に測定可能なものであり、それぞれの監視領域（小分類）における事業者のパフォーマンスを監視・評価するために設定されている。各監視領域の指標は、原子力発電所が達成すべきパフォーマンス目標が設定できるよう、諸外国の事例等も調査の上で、次に示す観点から選定されている。（注1）

- ①原子力安全の確保・維持の観点から、指標は原子力施設安全、放射線安全および特定核燃料物質の防護（核物質防護）に係る監視領域を対象とする。
- ②測定可能なデータが存在し、安全実績の評価を可能とする基準が存在すること。
- ③データは、適時に得られること。
- ④指標は、各々独立であること。
- ⑤指標は、事業者の安全確保に関する活動状況の劣化兆候が把握できること。
- ⑥指標は、事業者間の比較が可能なこと。また、可能な限り海外の指標とも比較が可能なこと。

なお、事業者が採取・報告した指標については、NRA が定めたしきい値に基づいてパフォーマンスが評価され、追加の規制措置が必要か判断される。表 1.2-1 に指標としきい値を示す。

（注1） 出典：原子力規制庁原子力規制部発行「安全実績指標に関するガイド」（GI0006）

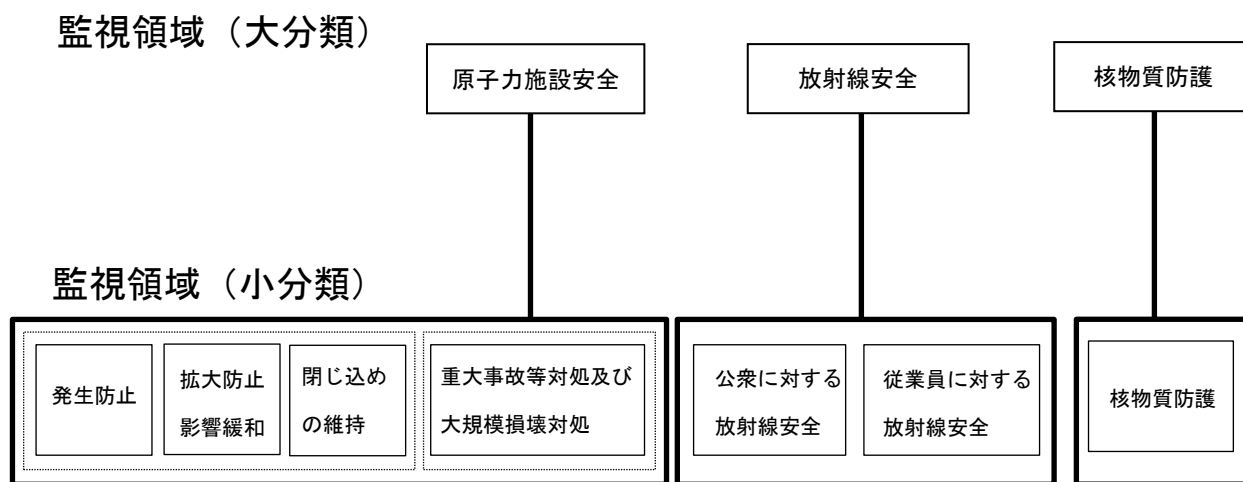


図 1.2-1 原子力規制検査における監視領域

表 1.2-1 安全実績指標（PI）およびしきい値

監視領域		指標	しきい値				
			緑	白	黄	赤	
原子力施設安全	発生防止	7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数	0～2.0	>2.0	>6.0	>25.0	
		7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数	0～2.0	>2.0	未設定	未設定	
		追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数	0～1	>1	未設定	未設定	
	拡大防止・影響緩和	安全系の使用不能時間割合					
		BWR	高圧注入系 (高圧炉心スプレイ系 (BWR-5), 高圧炉心注水系 (ABWR))	0～3.4 %	>3.4 %	>6.8 %	未設定
			原子炉隔離時冷却系				
			低圧注水系 (格納容器スプレイ系)				
			非常用交流電源				
			原子炉補機冷却水系・海水系				
		PWR	高圧注入系				
			補助給水系				
			低圧注入系				
			非常用交流電源				
			原子炉補機冷却水系・海水系				
		安全系の機能故障件数 (運転上の制限逸脱件数)		3 以下	4 以上	未設定	未設定

監視領域		指標		しきい値				
				緑	白	黄	赤	
原子力施設安全	拡大防止・影響緩和	緩和系性能指標 (MSPI) （注2）						
		B W R	高圧注入系 （高圧炉心スプレイ系（BWR-5）, 高圧炉心注水系（ABWR））		$\leq 10^{-6}$ ／ 年 かつ Fa $\leq$ Fm （注3）	$> 10^{-6}$ ／ 年または Fa $>$ Fm	$> 10^{-5}$ ／ 年	$> 10^{-4}$ ／ 年
			原子炉隔離冷却系					
			残留熱除去系					
			非常用交流電源					
			原子炉補機冷却水系・海水系					
		P W R	高圧注入系					
			補助給水系					
			余熱除去系					
			非常用交流電源					
	原子炉補機冷却水系・海水系							
	閉じ込めの維持	格納容器内への原子炉冷却材漏えい率		0～ 50.0%	>50.0 %	>100.0 %	未設定	
		原子炉冷却材中のよう素 131 濃度		0～ 50.0%	>50.0 %	>100.0 %	未設定	

(注2) MSPI のしきい値は事業者にて設定した値

(注3) F_m : 過去 12 四半期中に許容される系統内での機器タイプの故障回数

(モータ駆動ポンプの故障が 1 回, 電動弁の故障が 2 回 (必ずしも同一の弁とは限らない), 空気作動弁の故障が 1 回発生した場合の故障回数は 2 回となる。)

F_a : 過去 12 四半期中の実際の機器タイプの故障回数

監視領域		指標	しきい値			
			緑	白	黄	赤
原子力施設安全	重大事故等対処及び大規模損壊対処	重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練参加割合	≥80.0 %	<80.0 %	<60.0 %	未設定
		重大事故等対策における操作の成立性	100～ 90.0%	<90.0 %	<70.0 %	未設定
		重大事故等対処設備の機能故障件数 (運転上の制限逸脱件数)	3 以下	4 以上	未設定	未設定
放射線安全	公衆に対する放射線安全	放射性廃棄物の過剰放出件数	0	1	2 以上	未設定
		被ばく線量が線量限度を超えた件数	0	1	2 以上	未設定
	従業員に対する放射線安全	事故故障等の報告基準の実効線量 (5mSv) を超えた計画外の被ばく発生件数	0	1	2 以上	未設定
核物質防護	核物質防護	侵入検知器および監視カメラの使用不能時間割合	0～ 0.080	>0.080	未設定	未設定

1.3 データの提出について

事業者は、四半期毎に NRA に対し、本ガイドラインに記載されている指標のデータを提出する。（指標によっては年度末毎に報告するもの等があるため、四半期毎に報告しない指標もある。個々の指標の報告頻度については、2. 安全実績指標 (PI) を参照すること。）

指標データは原子力規制検査等に関する規則第 5 条に従い当該四半期の終了後 45 日以内に、NRA に電子データで提出する。提出日が土曜日、日曜日、祝日の場合は、翌営業日をデータ提出期日とする。

表 1.3-1 指標データ提出時期

四半期	第 1 四半期 4～6 月	第 2 四半期 7～9 月	第 3 四半期 10～12 月	第 4 四半期 1～3 月
終了後 45 日	8 月 14 日	11 月 14 日	2 月 14 日	5 月 15 日

指標データを NRA に提出する場合は、原子炉毎にデータを提出する。データのファイル名およびメール送信時の件名については、以下とする。

[ファイル名 (例)]

島根原子力発電所_2 号機_2020 年度第 1 四半期_PI データ

[件名 (例)]

島根原子力発電所_2020 年度第 1 四半期の PI データについて

指標は、しきい値に対して厳しい側の数値となるように切り上げまたは切り下げて、表 1.2-1 のしきい値欄に記載されている有効桁数で報告する。例えば、「7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数」の計算結果が、1.20002・・・の場合、指標の値は 1.3 として報告する。

なお、指標の計算にあたっては、添付書類 (1) のデータフォーマットを参考にするこ
と。

1.4 データの修正について

提出済のデータに誤りが確認された場合、次回の四半期報告の指標を計算するために必要な期間に限定して、データを修正する。

指標値に変更がない誤り（例えば、7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数において、臨界時間数に誤りがあったが指標値には変更がない）の場合は、次回の四半期報告時に変更内容と修正後の指標データを提出する。指標値に変更がある誤りの場合は、誤りを確認次第、ただちに変更理由と変更後の指標データを報告する。

1.5 客観的な証拠の確保について

客観的な証拠を提示するのは事業者の責務である。このような客観的証拠には、運転記録、会議議事録、是正措置プログラム関連文書等がある。事業者は NRA が指標のデータを検証できるよう、必要な期間データおよび指標の検証のために必要な記録を保管しておかなければならない。例えば、「7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数」であれば、指標の評価期間が当該四半期を含む過去 4 四半期分のため、指標の検証のために必要な記録を追跡できるように 1 年間は保管しておかなければならない。最低限保管しておかなければならない期間を表 1.3-1 に示す。

表 1.5-1 指標の検証のために必要な記録の保管期間例

指標	保管期間
7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数	1 年間
7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数	1 年間
追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数	1 年間
安全系の使用不能時間割合	3 年間
安全系の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）	1 年間
緩和系性能指標 (MSPI)	3 年間
格納容器内への原子炉冷却材漏えい率	1 年間
原子炉冷却材中のよう素 131 濃度	1 年間
重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練参加割合	1 年間
重大事故等対策における操作の成立性	1 年間
重大事故等対処設備の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）	1 年間
放射性廃棄物の過剰放出件数	1 年間
被ばく線量が線量限度を超えた件数	5 年間（注4）
事故故障等の報告基準の実効線量 (5mSv) を超えた計画外の被ばく発生件数	1 年間
侵入検知器および監視カメラの使用不能時間割合	1 年間

（注4）実効線量限度（5 年間に 100mSv）を超えた件数のエビデンスとして 5 年間とした。

2. 安全実績指標 (PI)

2.1 発生防止

本監視領域の目的は、プラント運転中に擾乱を与え、拡大防止や影響緩和の安全機能が必要となる可能性のある事象の発生頻度を制限することである。このような事象が適切に緩和されず複数の障壁が破られた場合には、公衆の健康や安全を脅かす原子炉事故が発生する可能性がある。事業者はこれらの事象を低頻度に維持することによって、原子炉事故の可能性を低減しなければならない。このような事象には、タービントリップ、給水喪失、外部電源喪失および他の重大な原子炉過渡事象による原子炉スクラム・出力変動が含まれる。

本監視領域には以下の3つの指標がある。

- 7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数
- 7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数
- 追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数

7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数

目的

本指標は、計画外スクラム回数をカウントし、過去4四半期における7,000臨界時間当たりのスクラム率を計算することにより、プラント運転中に擾乱を与え、拡大防止や影響緩和の安全機能が必要となる可能性のある事象の発生頻度を監視・評価する。

指標の定義

過去4四半期における7,000臨界時間当たりの自動および手動による計画外スクラムの回数。

データ報告項目

原子炉1基毎に次のデータを報告する。

- 前四半期の臨界中における自動および手動による計画外スクラム回数
- 前四半期の臨界時間数

データ報告頻度

四半期毎にデータを報告する。

計算

指標は、以下の式を用いて計算する。

$$\text{指標値} = \frac{\text{過去 4 四半期の臨界中の計画外スクラム合計回数}}{\text{過去 4 四半期の合計臨界時間数}} \times 7,000 \text{ 時間}$$

用語の定義

「スクラム」とは、様々な手段（例として、手動スクラムスイッチ、制御棒挿入スイッチの使用、原子炉トリップしゃ断器「開放」による制御棒挿入）によって、負の反応度を急速に高めることにより、原子炉を停止させる動作をいう。

「計画外スクラム」とは、通常運転中または試験中等の意図していないスクラムをいう。

「臨界時間」とは、通常は事業者が臨界到達を宣言してから、臨界状態から原子炉を未臨界とする措置を完了するまでの時間をいう。

明確化のための注意事項

7,000 臨界時間

本指標の計算にあたっては、原子炉を約 80%の稼働率で 1 年間運転したことに相当する 7,000 時間（注5）を使用する。

臨界時間の扱い

臨界時間は整数で報告する。指標値が大きくなるよう安全側に設定した数値であることが明らかである場合は、安全側に設定した時間を臨界時間数とすることができる。

例えば、1 月 1 日の 19:45 に臨界到達を宣言し、3 月 31 日 24:00 まで運転していた場合、1 月 2 日 0:00～3 月 31 日 24:00 とし、2136 時間（89 日×24 時間）とすることができる。

計算範囲外とする時間

計算に用いる分母が小さい場合には、見かけ上パフォーマンスが低下していると誤解させる高い指標値になることから、過去 4 四半期中の臨界時間が 3,500 時間未満となる場合は本指標の計算範囲外とする。その場合、指標値の欄は、#N/A と表示する。ただし、データ項目事項（計画外スクラム回数および臨界時間）は報告する。

（注5）7,000 臨界時間は NRC の指標の計算式と同じ値である。なお、稼働率が 80%よりも低い場合、保守的な指標値となる。

本指標で原子炉スクラムとはみなさないもの

単一制御棒スクラム，またはハーフスクラムは，原子炉スクラムとはみなさない。制御棒落下，ランバック等の部分的制御棒挿入や，通常速度での制御系による制御棒挿入等も，結果的に原子炉スクラムを引き起こさない限り原子炉スクラムとして数えない。また，サイト外部の送電線に甚大な影響を与え得る竜巻や森林火災等，外部事象の影響を低減することを見越して，計画的にプラント停止させるための手動スクラム操作は除外する。

カウントする事例

本指標に関してカウントする事象の例としては次のものがある。

- 計画外の過渡状態，機器の故障，誤信号，人的過誤，または異常対応措置，緊急時対応措置，もしくは警報発生時対応手順によって指示されるものに起因するスクラム。
- 保安規定に定める運転上の制限（LC0）逸脱時に要求される措置の完了時間を超えないためのスクラム。
- 過渡状態が未臨界状態から発生し，原子炉が臨界に達した後にスクラムした場合はカウントする。

カウントしない事例

カウントしない事象の例としては次のものがある。

- 試験の一部（例：原子炉保護系作動試験）として計画されているスクラム。
- 原子炉が未臨界中に発生する，手動または自動のスクラム。
- 通常の運転手順に従った計画的な原子炉停止のため実施する手動スクラム。
- 地震・落雷等の予測できない環境的な事象による影響の緩和を目的とした保護継電器等の機器が，事象発生時に機能したことに起因してスクラムした場合は，カウントしない。

（本頁以下余白）

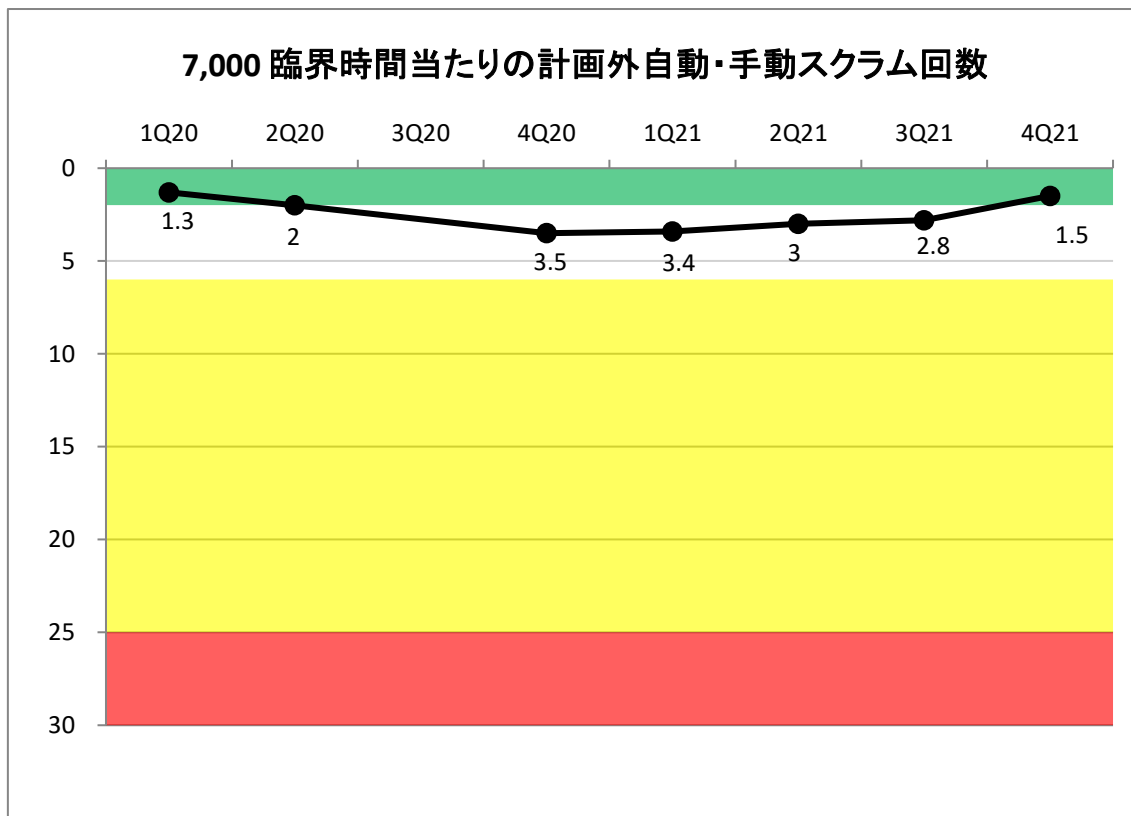
データ例

7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数

	1Q20	2Q20	3Q20	4Q20	1Q21	2Q21	3Q21	4Q21
計画外自動・手動スクラム回数	0	0	1	1	1	0	0	0
臨界時間数	0	0	1900	2160	2160	800	0	2000
過去4四半期における計画外自動・手動スクラム回数	1	1	2	2	3	3	2	1
過去4四半期における臨界時間数の合計	5820	3660	3400	4060	6220	7020	5120	4960
PI値	1.3	2.0	#N/A	3.5	3.4	3.0	2.8	1.5
評価	緑	緑	#N/A	白	白	白	白	緑

しきい値

緑	0～2.0
白	>2.0
黄	>6.0
赤	>25.0



7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数

目的

本指標は、計画外出力変化回数をカウントし、過去 4 四半期における 7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数を計算することにより、プラント運転中に擾乱を与え、拡大防止や影響緩和の安全機能が必要となる可能性のある事象の発生頻度を監視・評価する。

指標の定義

過去 4 四半期における 7,000 臨界時間当たりの、定格出力の 5%を超える原子炉熱出力の計画外変化回数。（手動および自動スクラムを除く）

データ報告項目

原子炉 1 基毎に次のデータを報告する。

- 前四半期の計画外出力変化回数（スクラムを除く）
- 前四半期の臨界時間数

データ報告頻度

四半期毎にデータを報告する。

計算

指標は、以下の式を用いて計算する。

$$\text{指標値} = \frac{\text{過去 4 四半期の計画外の出力変化合計回数}}{\text{過去 4 四半期の合計臨界時間数}} \times 7,000 \text{ 時間}$$

用語の定義

「原子炉熱出力の計画外変化」とは、異常状態により定格出力の 5%を超える出力変化が生じた場合、もしくは異常状態の対応のため、定格出力の 5%を超える出力変化を必要とした場合に、その異常状態の検出から 72 時間以内に開始した手動による原子炉熱出力の変化を言う。

「臨界時間」とは、通常は事業者が臨界到達を宣言してから、臨界状態から原子炉を未臨界とする措置を完了するまでの時間をいう。

明確化のための注意事項

カウントするタイミング

出力変化を必要と判断した時点ではなく、出力変化が定格出力の 5%を超えた時点でカウントする。

7,000 臨界時間

本指標の計算にあたっては、原子炉を約 80%の稼働率で 1 年間運転したことに相当する 7,000 時間を使用する。(P9:注 5)

臨界時間の扱い

臨界時間は整数で報告する。指標値が大きくなるよう安全側に設定した数値であることが明らかである場合は、安全側に設定した時間を臨界時間数とすることができる。

例えば、1 月 1 日の 19:45 に臨界到達を宣言し、3 月 31 日 24:00 まで運転していた場合、1 月 2 日 0:00～3 月 31 日 24:00 とし、2136 時間 (89 日×24 時間) とすることができる。

計算範囲外とする時間

計算に用いる分母が小さい場合には、見かけ上パフォーマンスが低下していると誤解させる高い指標値になることから、過去 4 四半期中の臨界時間が 3,500 時間未満の場合は本指標の計算範囲外とする。その場合、指標値の欄は、#N/A と表示する。ただし、データ報告項目（計画外出力変化回数および臨界時間）は報告する。

72 時間

異常状態の検出からそれに対応する出力変化までの 72 時間とは、プラントの状態を評価し、必要な作業指示、手順、安全レビューを準備、レビュー、承認し、修理を開始するまでにかかる平均的な時間（米国実績）に基づいている。異常状態の検出から 72 時間以上経過した後に、それに対応する出力変化を開始した場合は、その間に出力変化の計画を立案できるため（すなわち計画外ではないため）、本指標の出力変化回数としてカウントしない。

出力変化を特定する設備

事業者は、定格出力の 5%を超える変化が生じたかどうかを特定するために、中央制御室制御盤に設置の指示計・記録計およびプロセス計算機等の本設設備を用いる。

カウントする事例

本指標に関してカウントする事象の例としては次のものがある。

- 定格出力の 5%を超える計画外の出力変化には、次のものが含まれる。
 - ・ 機器故障や人的過誤による出力変化
 - ・ 保守を行うための出力変化
 - ・ ランバック
 - ・ プラント状態の変化に応じて発生する、運用上限を超える出力上昇
- 5%を超える計画外出力低下の後に、さらに 5%を超えて出力が増加する出力変動となっ

た場合は、2つの別々の事象としてカウントする。例えば、運転員が誤ってしゃ断器を開き、再循環流量の減少と5%を超える出力低下を引き起こしたとする。運転員は警報を聞いて自分自身の行動がその事態を招いたのではないかと思い、しゃ断器を閉じると、5%を超える出力増加が発生した。どちらの過渡現象も2つの別々のミス（すなわち、計画外／決められた手順によるものではない操作）であるため、別々にカウントする。

カウントしない事例

カウントしない事象の例としては次のものがある。

- 定格出力の5%を超える、計画された出力変化はカウントしない。
 - ・制御棒パターン調整を行うための操作による出力変化。
- 異常状態に対応して異常状態の検出から72時間以内に開始したとしても、次のような出力変化はカウントしない。
 - ・サイト外部の送電線に甚大な影響を与え得る竜巻や森林火災等、外部事象の影響を低減することを見越し、予防的な操作による出力変化、または、同様の理由によって給電指令員からの指示に基づき実施する出力変化。
 - ・需給バランスの調整のために正常運転条件の下で給電指令員からの指示に基づき実施する出力変化。
 - ・負荷に追従した自動または手動操作による出力変化
 - ・温排水の温度制限の遵守のための操作による出力変化
- 計器の問題（出力の検出から表示に至る計器ループの問題）であり、5%を超える出力の実変動はなかったと判断された場合はカウントしない。
- 機器を供用復帰するために承認された手順に従って実施する出力変化は、予め想定され、原因が明らかであるためカウントしない。
- 異常状態に応じて点検等を行うために出力変化の計画を策定する際、補修や交換が必要となり、さらに出力変化しなくてはならなくなるようなケースを予め想定し、初期の異常状態に対処するために計画に従い実施した追加の出力変化はカウントしない。
- 次のような環境的な事象による出力変化
 - ・海生生物の発生、塵芥の流入といった、予測可能な環境問題に対応するために、保守業務の一環として、計画・手順化された操作による出力変化は、カウントしない。
 - ・落雷等の予測できない環境的な事象による影響の緩和を目的とした保護継電器等の機器が、事象発生時に機能したこと起因し出力変化した場合は、カウントしない。
 - ・これまでに経験がないため予測できない、または対応手順やプラント改修によっても緩和できないような、特定の環境条件による出力変化は、パフォーマンスの欠陥ではないためカウントしない。

プラントの状態が徐々に悪化する場合

プラントのパラメータが徐々に悪化しつつある状態を確認し、事業者が事前に管理制限値を定め、制限値に達した場合に手順に基づき出力を低下する計画を準備している場合、計画的な出力変化であるためカウントしない。

ただし、急に事前に定めた制限値を超えて状態が悪化し、72 時間以内に迅速な出力低下が必要となった場合はカウントする。事業者があらかじめ徐々に悪化する兆候を確認したが、事前に計画を準備せずに 5%を超える出力低下させる場合はカウントする。その際迅速な対応を必要とするような状態の急激な悪化が生じていれば、新たな異常状態とみなし、それに伴う 5%を超える出力低下についても重複してカウントする。

計画的出力低下の間に問題が発生、修理した場合

計画的出力変化の際に、予期しない機器の故障等が発生した場合、定格出力の 5%を超える出力低下であっても、計画した出力変化の範囲内であればカウントしない。

ただし、計画された出力変化の間に、計画した出力に対し、定格出力の 5%を超えて低下した場合は、計画外の出力変化が発生しているためカウントする。

5%を超える出力変化後に原子炉スクラムした場合

【計画外スクラム回数だけでカウントするケース】

1 回またはそれ以上の 5%を超える出力低下で始まり、計画外の原子炉スクラムで終わる異常状態は、計画外スクラム回数の指標でのみカウントする。

【計画外スクラム回数、出力変化回数の両方でカウントするケース】

1 回またはそれ以上の 5%を超える出力低下で始まり、計画外の原子炉スクラムで終わる異常状態であっても、出力低下とスクラムの原因が異なる場合は、計画外の出力変化と計画外のスクラムの両方をカウントする。

【出力変化回数だけでカウントするケース】

5%を超える出力変化を伴う異常状態が発生し、通常の運転手順を使用して計画された原子炉スクラムによりプラントを停止した場合は、計画外の出力変化のみをカウントする。

(本頁以下余白)

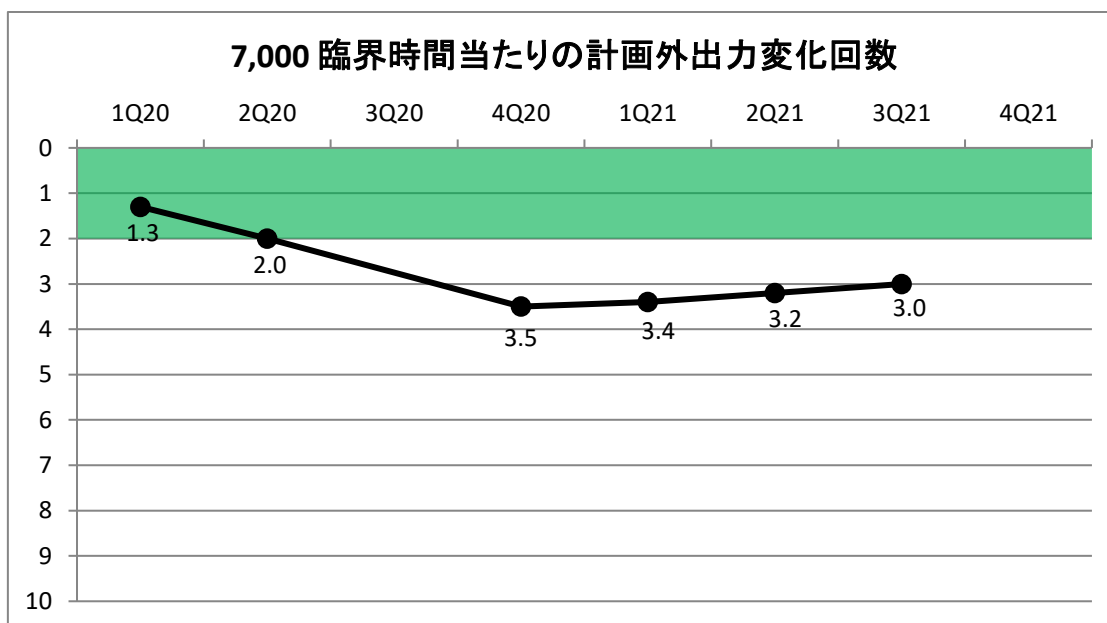
データ例

7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数

	1Q20	2Q20	3Q20	4Q20	1Q21	2Q21	3Q21	4Q21
計画外出力変化回数	0	0	1	1	1	0	0	0
臨界時間数	0	0	1900	2160	2160	500	0	500
過去4四半期の計画外出力変化回数の合計	1	1	2	2	3	3	2	1
過去4四半期の臨界時間数の合計	5820	3660	3400	4060	6220	6720	4820	3160
PI値	1.3	2.0	#N/A	3.5	3.4	3.2	3.0	#N/A
評価	緑	緑	#N/A	白	白	白	白	#N/A

しきい値

緑	0～2.0
白	>2.0
黄	未設定
赤	未設定



追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数

目的

本指標は、主給水機能喪失のように通常のスクラムよりも追加的な運転操作が必要な計画外スクラムの回数をカウントすることにより、プラント運転中に擾乱を与え、拡大防止や影響緩和の安全機能が必要となる可能性のある事象の発生頻度を監視・評価する。

指標の定義

過去 4 四半期の臨界中に、通常のスクラムに加え追加的な運転操作が必要な自動および手動による計画外スクラムの回数。本指標については、図 2.1-1 のフローチャートの定義に従い判断する。

データ報告項目

原子炉 1 基毎に次のデータを報告する。

- 前四半期の臨界中に、通常のスクラムに加え追加的な運転操作が必要な自動および手動による計画外スクラムの回数。

データ報告頻度

四半期毎にデータを報告する。

計算

指標値 = 過去 4 四半期の臨界中に、通常のスクラムよりも追加的な運転操作が必要な自動および手動による計画外スクラムの合計回数

用語の定義

「スクラム」とは、様々な手段（例として、手動スクラムスイッチ、制御棒挿入スイッチの使用、原子炉トリップしゃ断器「開放」、制御棒挿入）によって、負の反応度を急速に高めることにより、原子炉を停止することをいう。

「計画外スクラム」とは、通常運転中または試験中等の意図していないスクラムをいう。

「臨界中」とは、通常は事業者が臨界到達を宣言してから、臨界状態から原子炉を未臨界とする措置を完了するまでの期間をいう。

「スクラム対応」とは、スクラムが発生した後、承認されたプラント手順に従って操作を完了し、プラントが安定状態に達していることを確認するまでの手順をいう。プラントが安

定状態に達していることの確認については、以下の定義に基づく。

PWR の場合：

- 加圧器圧力が通常運転圧力に維持されている。
- 加圧器水位が無負荷水位に維持されている。
- すべての蒸気発生器の水位と圧力が無負荷水位・圧力に維持されている。
- RCS 温度が RCS 無負荷温度近傍に維持されている（1 次冷却材ポンプが 1 台以上運転していれば T_{ave} ，1 次冷却材ポンプが全台停止していれば T_{cold} もしくはサブクール）。

BWR の場合：

- 原子炉格納容器または原子炉のどちらかに関連した、徴候ベースの事故時運転手順（以下、「EOP」という。）の移行条件に該当しない。
- 一次冷却水温度変化率が $55^{\circ}\text{C}/\text{時}$ 未満である。
- 原子炉水位が、プラント手順によって指定された範囲内に維持されている。

明確化のための注意事項

計画外スクラム指標との関係

本指標は「7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数」の内数であり、本指標で考慮されるスクラムは「7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数」指標にもカウントしなければならない。

PWR フローチャートの判断項目（図 2.1-1 を参照）

PWR フローチャートの各分岐の詳細説明は次のとおり。

- 2 本以上の制御棒が全挿入になっていないか

これは、EOP の判断基準に基づき、スクラムへの移行に必要な制御棒の炉心への完全挿入に失敗したかを確認するものである。

判断例としては、制御棒炉底位置表示灯を使用するプラントの場合は、2 つ以上の表示灯が点灯しない時に「YES」を選択する。この分岐の根底には、全制御棒挿入の失敗の結果として、運転員が追加措置を行う必要があるかを決定することである。緊急ほう酸注入等の追加措置は、本指標でカウントしようとする通常スクラム対応を超えた追加的な運転操作を示すものである。1 本の制御棒が完全挿入になっていない場合は許容範囲である。

この分岐に対する判断は、制御棒が挿入されたかを検証するために使用される EOP の基準によって評価する必要がある。EOP で指定されていない他の手段については、本分岐の判断に用いてはならない。

●タービントリップに失敗したか

これは、原子炉トリップ信号の要求に応じて、自動または手動でタービントリップすることに失敗したかを確認するものである。タービントリップを成功させるためには、原子炉トリップ信号によって作動するタービントリップロジックか、運転員の 1 つのスイッチや押ボタン操作によってタービンへの蒸気を隔離する必要がある。

運転員によるタービントリップ操作は、EOP で指示されている場合に認められる。1 回のタービントリップスイッチの使用を超えて、タービントリップのために弁を閉じたり、ポンプ保護のために行われる運転員の操作は、トリップの失敗および追加の運転操作が必要な事象として本分岐は「Yes」となる。また、供用前またはタービンリセット前に発生するタービントリップの場合は、この分岐は「NO」となる。

●非常用母線への電源が 10 分以上喪失したか

これは、スクラムの間、もしくは運転員がスクラム対応手順に基づいてスクラムの対応を行っている間に非常用母線への電源が失われ、非常用電源系統によって自動回復せず、10 分以上電源喪失状態のままであったかを確認するものである。

10 分以内に運転員が主制御盤からの操作により非常用母線に再通電した場合は、本分岐は「NO」となる。このとき、非常用母線は次の状態のいずれかであったはずである。

- ・スクラム対応が終了するまで通電状態であった
- ・非常用電源系統（非常用ディーゼル発電機）によって自動的に再通電された
- ・運転員が主制御盤からしゃ断器を閉じたことで通常電源、または非常用電源から再通電された

この分岐は、すべての非常用母線（M/C, C/C, 直流母線）に適用される。ただし、100V の電源盤には適用しない。

●安全注入信号が発信したか

これはスクラム対応時に安全注入信号が手動または自動で発信されたかを確認するものである。この分岐の目的は運転員が安全注入を要する異常な状態に対応したり、通常のスクラムでは通常作動しない追加機器の作動に対応したりする必要がなかったかを判断することである。

この分岐には、安全注入を必要とするほど一次冷却系（RCS）のインベントリ、圧力、温度等が深刻な状態にあるかも含まれる。手動スクラムが要求されるような、通常充てん流量を超えた深刻な蒸気発生器伝熱管漏えい等は、たとえ充てんポンプ追加起動によって安全注入がされなかった場合においてもカウントする。

●スクラム対応中に主給水が使用できなかったか

PWR では、必要な場合に動作する補助給水系を備えているため、主給水系が緊急事態において予備として使用可能であることが原子炉スクラム後のリスク管理にとって重要である。この選択肢は、全ての補助給水が喪失した場合に、主給水系の予備としての利用または復旧が承認された手順に従って可能であるか評価することを目的とする。

原子炉起動中であり、スクラム発生前に主給水が供用されていなかった場合は、この分岐での判断は不要であるため、スキップする。スクラム前に主給水が動作していた場合は、主給水が動作不能となり、スクラム対応中に再起動できなければ、この分岐は「Yes」とする。

●スクラム対応中に別の EOP へ移行したか

スクラムへの対応は、スクラム対応手順移行後に更なる EOP への移行なしに完了させなければならない。このステップは、スクラム後に通常スクラム対応を超えた更なる手順への移行が必要か検討することにより、単純なスクラムかを判断するために使用される。別の EOP を使用することなく通常のスクラム対応手順にて対応を終了した場合は、本分岐は「NO」となる。

BWR フローチャートの判断項目（図 2.1-1 を参照）

BWR フローチャートの各分岐の詳細説明は次のとおり。

●RPS 作動の結果、冷温停止制御棒パターンを表示/確立できなかったか

この分岐は、引き抜かれた制御棒の挿入（または挿入表示）失敗の結果として、プラントを停止維持させるために運転員による追加措置を必要とするかどうかを判断することである。

原子炉を冷温停止するためには、冷温停止を維持できる制御棒挿入パターンとする必要がある。この制御棒パターンを超えて制御棒が引き抜かれている場合には、この分岐は「YES」となる。制御棒位置表示異常または全制御棒挿入表示灯の異常により、冷温停止を維持できる制御棒挿入パターンに疑いがある場合は、「YES」を選択する必要がある。

●圧力制御は、初期過渡事象後に確立できなかったか

圧力制御系（主蒸気止め弁、タービンバイパス弁、RCIC）や SRV により原子炉圧力の制御に失敗した場合、通常のスクラム応答を超えた問題（初期過渡事象後も SRV 自動開閉が継続する場合等）として「YES」となる。

●任意の非常用母線への電源が 10 分以上喪失したか

この分岐は、過渡事象発生後 10 分以内に非常用母線に通電/再通電されないような

一定期間の電源喪失を確認するものである。過渡事象発生後 10 分以内に母線が次のいずれかの状態となれば本分岐は「N0」となる。

- ・スクラム対応手順が終了するまで通電状態のままであった。
- ・プラント非常用交流電源系統(すなわち非常用 D/G)によって自動的に再通電された。
- ・運転員が主制御盤からしゃ断器を閉じたことで、通常電源または非常用電源から再通電された。

電源喪失の状態は、すべての非常用母線 (M/C, P/C, C/C, 直流母線) について確認する。ただし、100V 電源盤には適用されない。非常用母線を再通電する運転員の措置は 10 分以上かからないと想定される。

●水位低信号 (レベル 1 低圧注入信号) が発信したか

ここで検討するのは、運転員が低圧注入を要する異常な状態に対応したり、単純スクラムでは通常作動しない追加機器の作動に対応したりしなければならなかったかどうかを判断するものである。

この分岐には、安全系による注入を必要とするほどの原子炉冷却材の流出、ドライウエル圧力の上昇という深刻な状態であるかの判断を含んでいる。

●スクラム対応中に主給水が使用できなかったか

原子炉起動中であり、スクラム発生前に主給水が使用されていない場合は、この分岐での判断は不要であるため、スキップする (N0 に進む)。スクラム前に主給水系が動作していた場合は、主給水が動作不能となり、スクラム対応中に再起動できなければ、この分岐は「YES」とする。

●初期過渡状態の後、原子炉圧力/原子炉水位とドライウエル圧力が EOP の移行条件を満たしていたか

このステップは、通常のスクラム対応を超えた他の手順を使用する必要がなかったかを判断するために使用される。

初期過渡状態に続いて、原子炉水位を EOP 移行の値より上に保ちつつ、原子炉圧力、ドライウエル圧力を EOP 移行の値未満に維持できる場合は「N0」とする。

また、初期過渡状態の後に原子炉水位低 L3 以上に回復できない場合は、水位を安定化できないことを示すことから、この場合は「YES」を選択する。

(本頁以下余白)

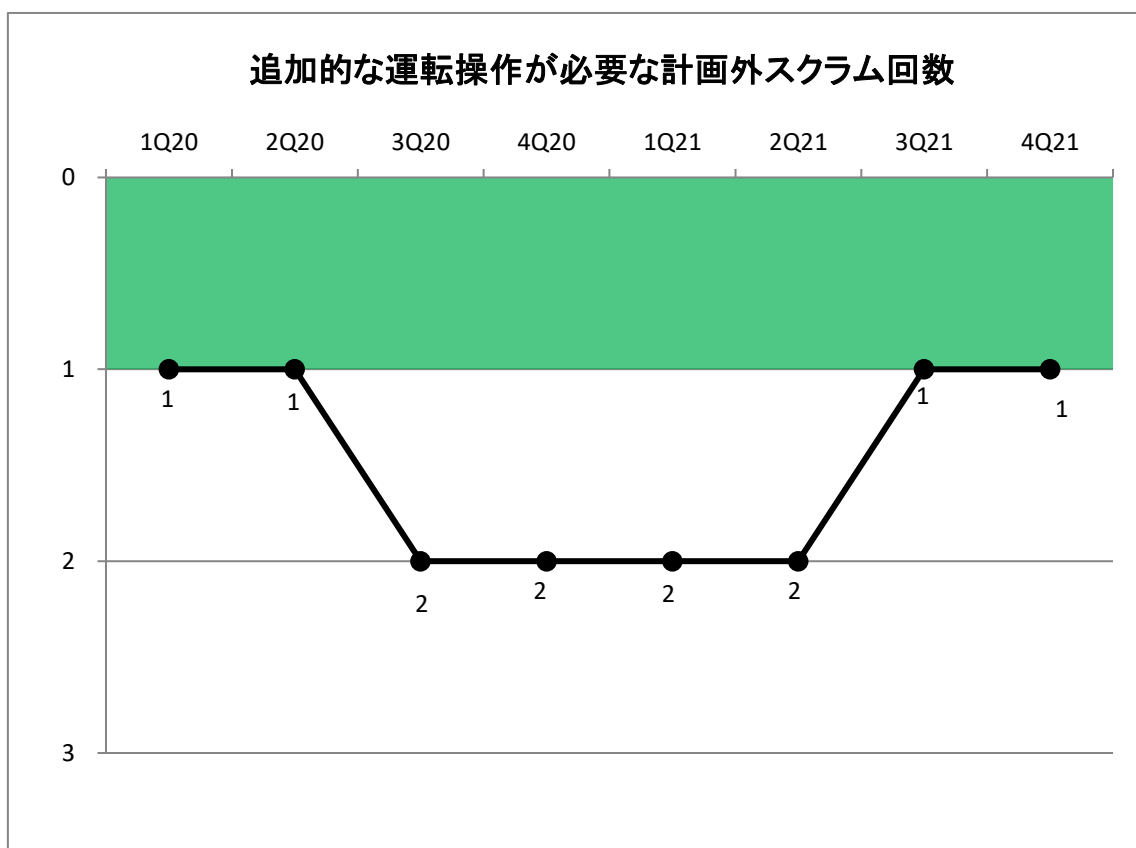
データ例

追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数

	1Q20	2Q20	3Q20	4Q20	1Q21	2Q21	3Q21	4Q21
追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数	1	0	1	0	1	0	0	0
過去4四半期における計画外自動・手動スクラム回数	1	1	2	2	2	2	1	1
PI値	1	1	2	2	2	2	1	1
評価	緑	緑	白	白	白	白	緑	緑

しきい値

緑	0～1
白	>1
黄	未設定
赤	未設定



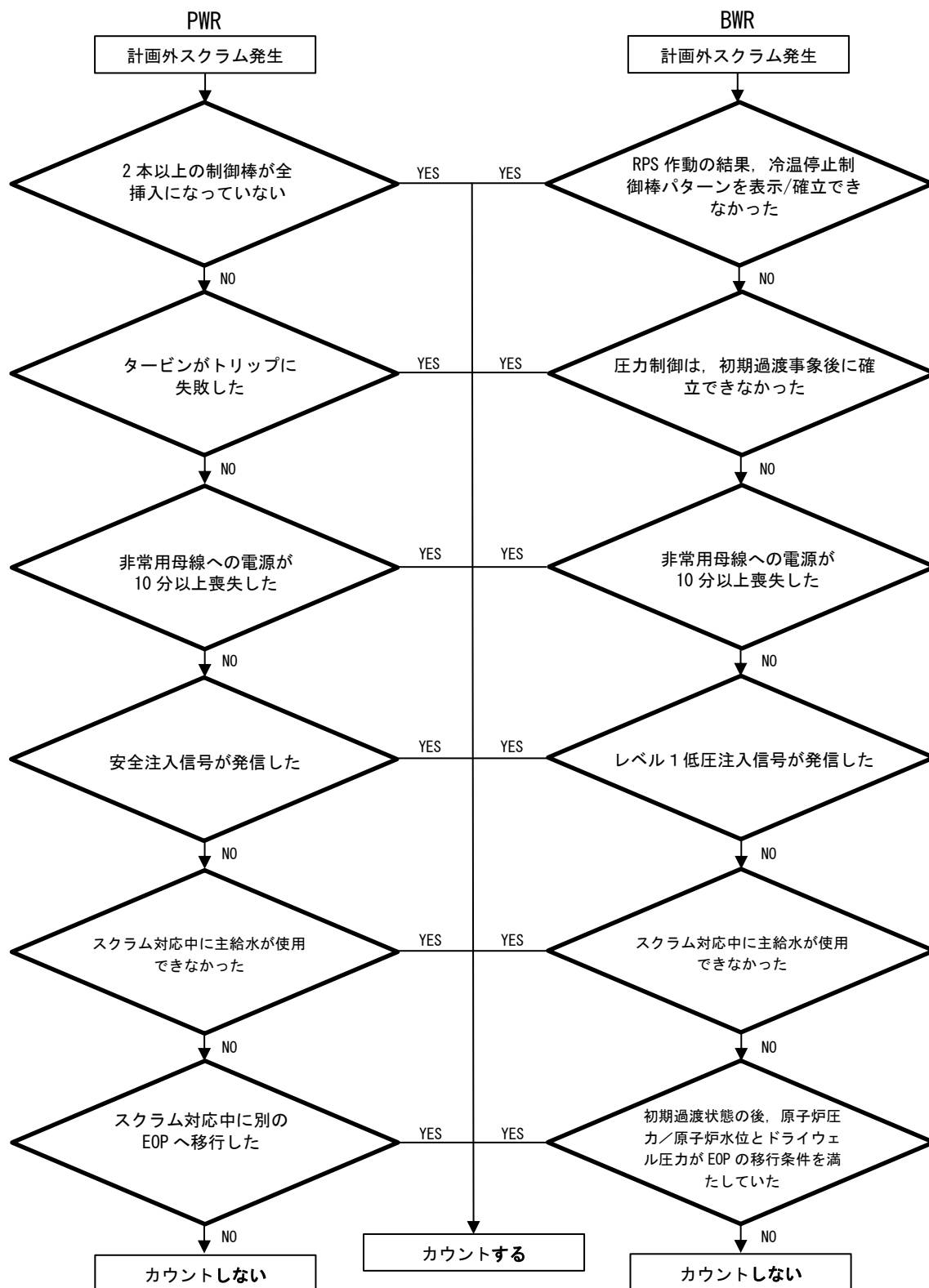


図 2.1-1 追加的な運転操作が必要な計画外スクラム判定フロー

2.2 拡大防止・影響緩和

本監視領域の目的は、起因事象の拡大防止・影響緩和機能を有する系統の信頼性を監視し重大事故を防止することである。事業者は、拡大防止・影響緩和に係る系統の信頼性を維持することで重大事故の可能性を低減する。拡大防止・影響緩和には原子炉緊急停止機能、炉心冷却機能、原子炉停止後の除熱機能および安全上特に重要な関連機能が含まれる。

本監視領域には以下 2 つの指標がある。

- 安全系の使用不能時間割合
- 安全系の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）

なお、安全系の使用不能時間割合については、今後確率論的リスク評価（PRA）手法が十分な品質を備えたと認められるプラントから以下の指標に移行する。

- 緩和系性能指標 (Mitigating Systems Performance Index : MSPI)

安全系の使用不能時間割合

目的

本指標は、安全系の系統について、使用不能時間割合を計算することにより、起因事象の拡大防止・影響緩和機能を有する系統の信頼性を監視・評価する。

指標の定義

過去 12 四半期の臨界時間における保安規定に定める運転上の制限を逸脱した時間（以下、「LC0 逸脱時間」という。）の割合。

評価対象系統は以下の系統であり、系統選定の考え方については、添付書類 (2) を参照。

表 2.2-1 安全系の LC0 逸脱時間割合の評価対象系統

BWR	PWR
●高圧注入系 (高圧炉心スプレイ系 (BWR-5)、高圧炉心注水系 (ABWR)) ●原子炉隔離時冷却系 ●低圧注水系 (格納容器スプレイ系) ●非常用交流電源 ●原子炉補機冷却水系・海水系	●高圧注入系 ●補助給水系 ●低圧注入系 ●非常用交流電源 ●原子炉補機冷却水系・海水系

データ報告項目

原子炉 1 基毎に次のデータを報告する。(評価対象系統毎に報告する)

- 前四半期の系統の合計 LC0 逸脱時間数

●前四半期の臨界時間数

データ報告頻度

四半期毎にデータを報告する。

計算

指標は、以下の式を用いて計算する。

$$\text{指標値} = \frac{\text{過去 12 四半期における系統の合計 LCO 逸脱時間数}}{\text{過去 12 四半期の合計臨界時間数（注6）}} \times 100$$

用語の定義

「LCO 逸脱時間」とは、保安規定に定める運転上の制限を逸脱した時間。LCO 逸脱を宣言した日時と LCO 復帰日時に基づいて計算する時間である。サーベイランスにおいて発見された機能喪失についても、発見した後の LCO 逸脱宣言をした日時に基づいて計算する。

「臨界時間」とは、通常は事業者が臨界到達を宣言してから、臨界状態から原子炉を未臨界とする措置を完了するまでの時間をいう。

明確化のための注意事項

計算範囲外とする時間

分母が小さいと指標がパフォーマンスの低下を誤解させる高い指標値になることから、過去 12 四半期中の臨界時間が 7,000 時間未満の場合は本指標の計算範囲外とする。その場合、指標値の欄は、#N/A と表示する。ただし、データ報告項目（LCO 逸脱時間および臨界時間）は報告する。

高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機の LCO 逸脱時間の扱い

BWR の高圧炉心スプレイ系専用の非常用ディーゼル発電機に係る LCO 逸脱時間は、非常用交流電源（非常用ディーゼル発電機）ではなく、高圧炉心注水系としてカウントする。

予防保全を目的とした点検・補修に係る LCO 逸脱の扱い

運転上の制限を満足しない状態に移行する場合のうち、予防保全を目的とした点検・補修を実施するため、計画的に運転上の制限を満足しない状態に移行する場合については、安全性を向上する活動であることから、LCO 逸脱時間に含めない。

（注6）プラント運転中に当該系統の機能が期待されている時間（以下、「必要待機時間」という。）とするのが基本的な考え方であるが、必要待機時間は臨界時間でほぼ近似できることから、データ採取の利便性も考慮し臨界時間を採用した。

外部事象による LCO 逸脱

発電所外での電気事故や山火事、台風、津波等による外部事象に起因する機能喪失により LCO 逸脱に至った場合、評価対象系統に故障がなく速やかに復帰することが可能であっても、LCO 逸脱時間に含める。例えば、クラゲの大量発生に伴い、原子炉補機海水系ポンプを停止する場合等により LCO 逸脱となった場合は、LCO 逸脱時間に含める。

計器故障による LCO 逸脱

監視・計測装置の故障等による LCO 逸脱については、実態として安全系設備の機能が喪失していなければ、LCO 逸脱時間に含めない。

LCO 逸脱の取り消し

当初 LCO 逸脱と判断したが、その後の調査において LCO 逸脱でないことが明らかとなり LCO 逸脱の取り消しがなされた場合は、LCO 逸脱時間に含めない。また、LCO 逸脱でないことを検証するために、評価対象系統を待機状態から除外したとしても、LCO 逸脱時間に含めない

臨界時間の扱い

臨界時間は整数で報告する。指標値が大きくなるよう安全側に設定した数値であることが明らかである場合は、安全側に設定した時間を臨界時間数とすることができる。

例えば、1 月 1 日の 19:45 に臨界到達を宣言し、3 月 31 日 24:00 まで運転していた場合、1 月 2 日 0:00～3 月 31 日 24:00 とし、2136 時間（89 日×24 時間）とすることができる。

LCO 逸脱時間の扱い

LCO 逸脱時間は整数で報告する。指標値が大きくなるよう安全側に設定した数値であることが明らかである場合は、安全側に設定した時間を LCO 逸脱時間数とすることができる。

例えば、実際の LCO 逸脱時間が 1 月 1 日 8:13～1 月 31 日 22:13 だった場合、1 月 1 日 0:00～1 月 31 日 24:00 とし、744 時間（31 日×24 時間）と報告することができる。

評価対象系統の機能喪失に影響を及ぼす機器・系統の LCO 逸脱の扱い

評価対象系統の機能喪失に影響を及ぼす機器・系統（海水系、中間ループ、非常用ディーゼル燃料油等）の LCO 逸脱は、原則として評価対象系統の機能喪失とみなして評価する。これは、本指標が起因事象の拡大防止・影響緩和機能を有するリスク上重要な系統の機能喪失に着目して監視・評価しているためである。

例えば、非常用ディーゼル発電機の燃料油に係る運転上の制限を満足できない場合は、非常用ディーゼル燃料油等の LCO 逸脱時間についても非常用交流電源の LCO 逸脱時間とみなしてカウントする。また、評価対象系統の機能喪失に影響を及ぼす機器・系統の LCO 逸

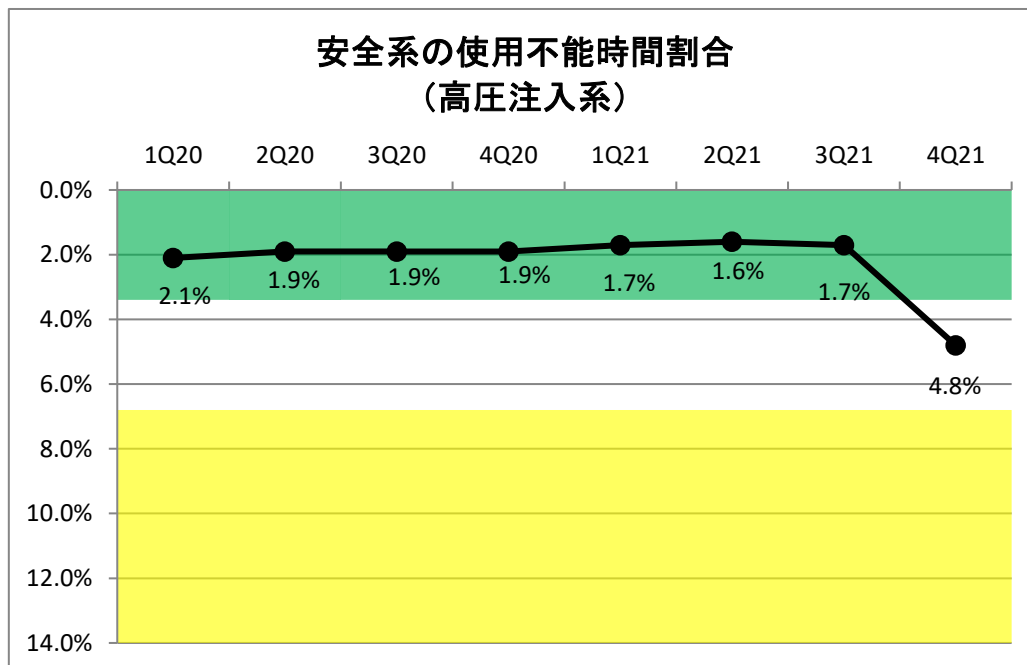
脱により，評価対象系統の 2 系統以上が機能喪失となる場合は，各系統の LCO 逸脱時間とみなしてカウントする。具体的には，補機冷却系の LCO 逸脱により，高圧注入系，低圧注水系（格納容器スプレイ系），非常用交流電源が機能喪失と判断される場合は，各系統の LCO 逸脱時間とみなしてカウントする。

（本頁以下余白）

データ例

安全系の使用不能時間割合(高圧注入系)

	1Q20	2Q20	3Q20	4Q20	1Q21	2Q21	3Q21	4Q21
LCO逸脱時間の合計	0	0	0	0	0	30	40	500
臨界時間数	2160	500	0	0	1200	2160	2160	1500
過去12四半期のLCO逸脱時間の合計	150	150	150	150	150	180	220	720
過去12四半期の臨界時間数の合計	7480	7980	7980	7980	9180	11340	13500	15000
PI値	2.1%	1.9%	1.9%	1.9%	1.7%	1.6%	1.7%	4.8%
評価	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑	白
しきい値								
緑	0~3.4%							
白	>3.4%							
黄	>6.8%							
赤	未設定							



安全系の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）

目的

本指標は、起因事象の拡大防止・影響緩和の機能を有する系統の機能故障件数をカウントすることで、これら系統設備の信頼性を監視・評価する。

指標の定義

過去4四半期に構造物、機器または系統の影響緩和機能を妨げた、または妨げる可能性があった件数。具体的には、保安規定に定める運転上の制限を逸脱した件数（以下、「LC0 逸脱件数」という。）のうち安全系のLC0 逸脱件数。

データ報告項目

原子炉1基毎に次のデータを報告する。

- 前四半期に報告された安全系の機能故障件数（LC0 逸脱件数）

データ報告頻度

四半期毎にデータを報告する。

計算

指標値 = 過去4四半期の安全系の機能故障件数（LC0 逸脱件数）

用語の定義

「安全系の機能故障件数」とは、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に定める、異常の影響緩和の機能を有するもの（MS 機能）の過去4四半期に発生したLC0 逸脱件数とする。

LC0 逸脱については、保安規定にて定める「運転上の制限」に基づき抽出することとする。

明確化のための注意事項

保守または試験・検査における計画外のLC0 逸脱

機器故障等による計画外のLC0 逸脱については、安全系の機能故障件数に含める。

予防保全を目的とした点検・補修に係るLC0 逸脱の扱い

運転上の制限を満足しない状態に移行する場合のうち、予防保全を目的とした点検・補修を実施するため、計画的に運転上の制限を満足しない状態に移行する場合については、安全性を向上する活動であることから、安全系の機能故障件数に含めない。

外部事象による LCO 逸脱

発電所外での電気事故や山火事、台風、津波等による外部事象に起因する機能喪失により LCO 逸脱に至った場合、安全系設備に故障がなく速やかに復帰することが可能であっても、安全系の機能故障件数に含める。例えば、クラゲの大量発生に伴い、原子炉補機海水系ポンプを停止する場合等により LCO 逸脱となった場合は、安全系の機能故障件数に含める。

計器故障による LCO 逸脱

監視・計測装置の故障等による LCO 逸脱については、実態として安全系設備の機能が喪失していなければ安全系の機能故障件数に含めない。ただし、監視・計測装置自身に LCO が設定されている場合については、LCO 逸脱としてカウントする。例えば、制御棒スクラム用アキュムレータの現場圧力計に不具合が発生し、規定値を満たしていなかったが、その後の現場確認によりアキュムレータ圧力に異常がないことが確認された場合、本指標にはカウントしない(スクラム機能は事象発生後も維持できているため)。

LCO 逸脱の取り消し

当初 LCO 逸脱と判断したが、その後の調査において LCO 逸脱でないことが明らかとなり LCO 逸脱の取り消しがなされた場合は、安全系の機能故障件数に含めない。また、LCO 逸脱でないことを検証するために、影響緩和機能を構成する系統を待機状態から除外したとしても、機能故障件数に含めない。

複数の系統に影響を与える 1 回の事象または状態

安全系の機能故障件数については、保安規定の LCO 逸脱件数の数え方と同じとし、1 つの故障としてカウントする。(ある 1 つの不具合により LCO を満足しない状態が複数の系統において発生することもあるが、当該不具合を復旧すれば、全ての系統において LCO を満足する状態に戻る場合。) 本指標は、運転上の制限が設定されている機器の故障の件数に着目して監視・評価しているため、1 つの故障により複数の系統が機能喪失する場合であっても、重複してカウントする必要はない。例えば、原子炉補機冷却水系に不具合が発生し LCO 逸脱となった場合、故障件数としては、1 件としてカウントする。この時に、原子炉補機冷却水供給先の機器が機能喪失したとしても、1 つの故障によるものであることから、この機能喪失を件数に含める必要はない。

影響緩和機能故障が複数回発生

カウントする故障件数は、その故障発生の期間に影響緩和機能が動作可能と宣言されたかどうかによる。機能故障の回復作業により、一旦影響緩和機能が動作可能であると宣言したが、その後影響緩和機能は、その期間継続して動作不能だったことが判明した場合、同じ LCO 逸脱で報告されたかどうかに関係なく新たにカウントする。一方、潜在的問題を把握し

ており、影響緩和機能が動作不能であるとの宣言を継続している場合は、この潜在的問題のために影響緩和機能がその後障害を起こしたとしても、その期間に影響緩和機能が動作可能と宣言されていない限りはカウントしない。

更なる故障

保安規定の LC0 逸脱件数の数え方と同じとし、ある故障の評価から別の故障を検出した場合でも、保安規定の同一条文内（同じ LC0 逸脱）の対象設備であれば、1 件の故障としてカウントする（2 件としてのカウントはしない）。評価中に見つかった新たな問題は、原因や故障モードが異なってもカウントしない。例えば、ある系統のポンプに不具合があって、LC0 逸脱に至ったことから、当該ポンプの不具合について是正処置を実施した際、LC0 逸脱を復旧する前の試運転において、当該ポンプに新たな不具合が見つかった場合、2 件の故障ではなく 1 件の故障としてカウントする。

機能故障としてカウントする LC0 対象条文

本指標が「影響緩和」の監視領域に対応する指標であることから、LC0 対象条文のうち、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に定める、異常の影響緩和の機能を有するもの（MS 機能）に該当する条文を対象とする。（異常の発生防止の機能を有するもの（PS 機能）に該当する条文は対象としない。）

機能故障としてカウントする LC0 対象条文については、プラントにより設置している設備や保安規定に相違があることから、参考として、代表プラントの対象条文を添付書類（3）-1 および添付書類（3）-2 に例示する。

重大事故等対処設備としての機能故障

安全系であり、かつ重大事故等対処設備としても機能する設備の故障により、重大事故等対処設備の LC0 対象条文も逸脱した場合は、監視領域が「拡大防止・影響緩和」と「重大事故等対処および大規模損壊対処」で異なることから、「安全系の機能故障件数」「重大事故等対処設備の機能故障件数」それぞれでカウントする。

（本頁以下余白）

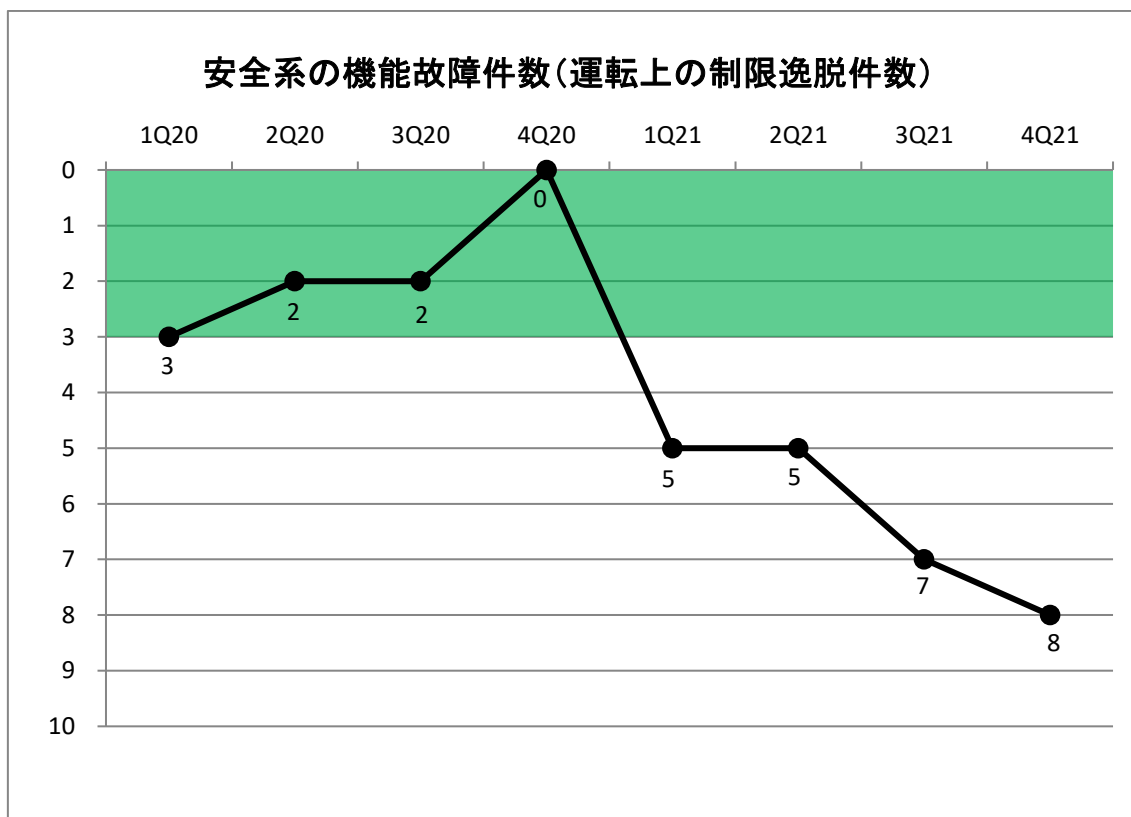
データ例

安全系の機能故障件数(運転上の制限逸脱件数)

	1Q20	2Q20	3Q20	4Q20	1Q21	2Q21	3Q21	4Q21
四半期に報告された安全系の機能故障件数(LCO逸脱件数)	0	0	0	0	5	0	2	1
過去4四半期の安全系の機能故障件数(LCO逸脱件数)	3	2	2	0	5	5	7	8
PI値	3	2	2	0	5	5	7	8
評価	緑	緑	緑	緑	白	白	白	白

しきい値

緑	3以下
白	4以上
黄	設定なし
赤	設定なし



緩和系性能指標 (MSPI)

目的

本指標は、炉心冷却機能、原子炉停止後の除熱機能および安全上特に重要な関連機能を有するシステムの信頼性を監視・評価するための指標である。

なお、本指標は個別プラントの内的事象出力運転時レベル 1 確率論的リスク評価 (PRA) から得られるリスク情報を活用して計算する指標である。(注7)

指標の定義

緩和系性能指標 (Mitigating System Performance Index : 以下、「MSPI」という。) は、臨界時間に対する対象システムの使用不能時間 (以下、「アンアベイラブルタイム」という。) の割合 (以下、「アンアベイラビリティ」という。)、対象システムの非信頼度 (以下、「アンリライアビリティ」という。)、機器の性能限界 (以下、「パフォーマンスリミット」という。) の 3 つの要素から構成される。

MSPI は、対象期間中に発生する故障およびアンアベイラビリティ、アンリライアビリティの重要度を判定するために使用され、ベースライン値と比較したアンアベイラビリティおよびアンリライアビリティの差から生じる炉心損傷頻度の変化の合計である。

MSPI 対象システムは以下のシステムであり、システム選定の考え方については、添付書類 (2) を参照。

表 2. 2-2 MSPI の評価対象システム

BWR	PWR
● 高圧注入系 (高圧炉心スプレイ系 (BWR-5)、高圧炉心注水系 (ABWR)) ● 原子炉隔離時冷却系 ● 低圧注水系 (格納容器スプレイ系) ● 非常用交流電源 ● 原子炉補機冷却水系・海水系	● 高圧注入系 ● 補助給水系 ● 低圧注入系 ● 非常用交流電源 ● 原子炉補機冷却水系・海水系

(注7) PRA に関する用語、手法等について、特に本ガイドで定めていないものは、日本原子力学会の「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-P002 : 2013) 等を参照のこと。また、評価に用いるデータについては、評価プラントの PRA モデルと整合させること。これは、上述の過渡事象および LOCA 時のリスク重要度と整合したものである。

なお、外的事象に対するパフォーマンスは、耐震性の健全性 (地震)、溢水・火災バウンダリ (津波、内部溢水、内部火災) による区分分離により大きく影響されるものであり、それらの状態は基本検査において確認される。従って、本指標は内的事象出力運転時レベル 1PRA に着目して評価する。

対象系統毎に過去 12 四半期の MSPI を計算し、以下のしきい値に基づき性能を評価する。

表 2.2-3 MSPI のしきい値(注8)

緑	MSPI $\leq 1.0E-06$ /年 かつ パフォーマンスリミットの結果「NO」 (Fa $\leq$ Fm (=3))
白	MSPI $> 1.0E-06$ /年 または パフォーマンスリミットの結果「YES」 (Fa $>$ Fm (=3))
黄	MSPI $> 1.0E-05$ /年
赤	MSPI $> 1.0E-04$ /年

データ報告項目

原子炉 1 基毎に過去 12 四半期の次のデータを報告する。

- MSPI 対象系統毎の UAI (Unavailability Index : アンアベイラビリティに対する指標) 値
- MSPI 対象系統毎の URI (Unreliability Index : アンリライアビリティに対する指標) 値
- 臨界時間の合計
- MSPI 対象系統毎の機器タイプの故障件数

データ報告頻度

四半期毎にデータを報告する。

計算

過去 12 四半期間の運転実績および PRA から得られる情報に基づき、MSPI 対象系統毎に UAI 値、URI 値および MSPI 値を計算する。

(注8) 国内における性能目標案 “発電用軽水型原子炉施設の性能目標について（平成 18 年 3 月 28 日 原子力安全委員会 安全目標専門部会）” では、炉心損傷頻度を $1.0E-04$ /年としており、米国と同じ値であることから、米国同様のしきい値が国内に適用可能と考え、米国 NEI 99-02 Revision7 のしきい値を用いた。

指標値 = 過去 12 四半期の UAI 値 + 過去 12 四半期の URI 値
UAI 値および URI 値の計算方法については、添付書類(4)を参照。

用語の定義

「アンアベイラビリティ」とは、MSPI の計算にあたり、過去 12 四半期の臨界時間数における計画的および計画外の保守ならびに試験により、システム（系統）を構成するトレンの機能が確保できなかった時間（アンアベイラブルタイム）の割合である。アンアベイラブルタイムは、システム（系統）／トレンを保守もしくは試験により供用除外した時点、またはシステム（系統）／トレンの機能喪失を判断した時点から供用復帰した時点までの時間をカウントする。なお、機能喪失が発生したと考えられる時点から機能喪失を判断するまでの時間については、カウントしない。

「アンリライアビリティ」とは、系統の機能要求があった場合に、系統機能の達成ができない確率である。

「臨界時間」とは、通常は事業者が臨界到達を宣言してから、臨界状態から原子炉を未臨界とする措置を完了するまでの時間である。

「システム（系統）」とは、複数の相互に関係する要素（機器群）で構成され、特定の機能またはその一部を果たすものである。

「トレン」とは、冗長系を有するシステム（系統）において、その冗長性の一単位を構成する一連の要素（機器群）である。

「ベースライン値」とは、現在の評価対象プラントにおけるアンアベイラビリティおよびアンリライアビリティの比較対象となる基準値である。アンアベイラビリティのベースライン値は評価対象プラントの保守計画および過去のアンアベイラビリティの実績またはその推定値に基づき設定する。アンリライアビリティのベースライン値は、国内原子力プラントの運転実績より推定された国内一般の機器信頼性データに基づき設定する。

「パフォーマンスリミット」とは、MSPI 対象系統の性能が、大幅に低下している状況を示すしきい値である。決定論的な観点から、過去 12 四半期に許容される系統内での機器タイプの故障回数（Fm）で決定する。実際の機器タイプの故障回数（Fa）が機器のパフォーマンスリミットを超えた（すなわち、 $Fa > Fm$ ）場合に、パフォーマンスリミット超過（Performance Limit Exceeded: PLE）と判定する。過去 12 四半期に許容される系統内での機器タイプの故障回数（Fm）は、適切に運用および管理された系統において過去 12 四半期

で発生し得る故障回数よりも有意に多いと考えられる「3」回とする。

パフォーマンスリミットの結果については、 $F_a \leq F_m (=3)$ であれば「NO」、 $F_a > F_m (=3)$ であれば「YES」と報告する。

明確化のための注意事項

計算範囲外とする時間

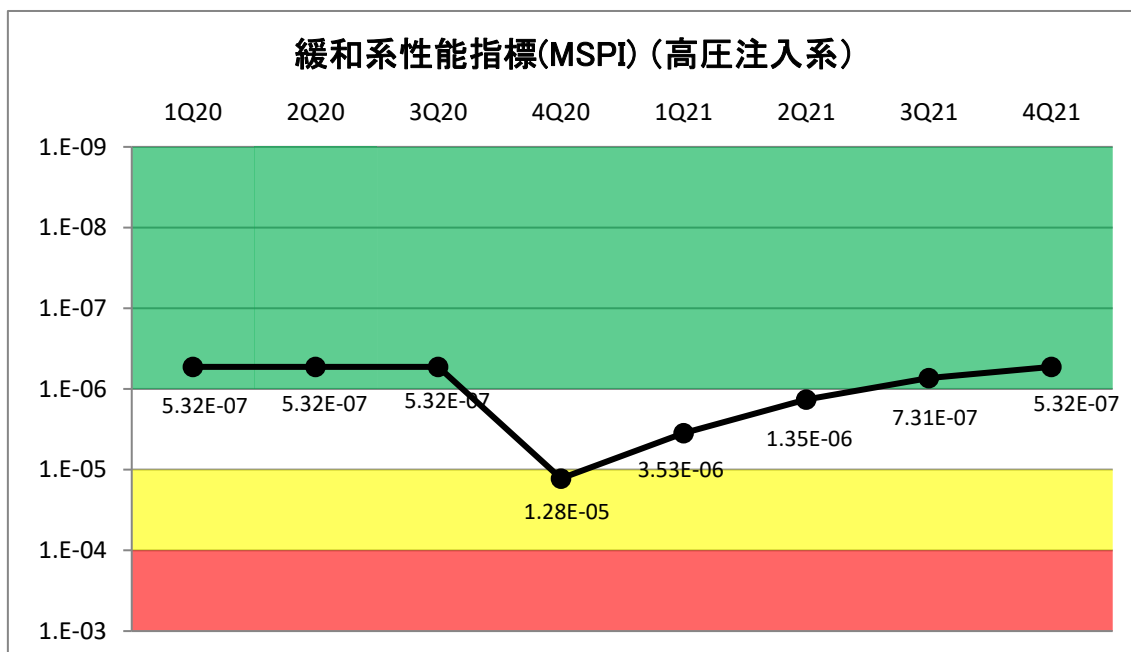
過去 12 四半期の臨界時間が 7,000 時間未満の場合は、指標値は#N/A と表示する。その場合でも、個々のデータ報告項目は報告する。

(本頁以下余白)

データ例

緩和系性能指標(MSPI) (高圧注入系)

	1Q20	2Q20	3Q20	4Q20	1Q21	2Q21	3Q21	4Q21
過去12四半期のUAI	3.12E-07	3.12E-07	3.12E-07	8.31E-06	3.12E-07	9.98E-07	1.99E-07	3.12E-07
過去12四半期のURI	2.19E-07	2.19E-07	2.19E-07	4.52E-06	3.22E-06	3.56E-07	5.32E-07	2.19E-07
過去12四半期の臨界時間数	18500	19000	17500	16500	17000	18000	20510	19000
過去12四半期の機器タイプの故障件数	0	0	0	0	0	0	0	2
パフォーマンスリミットの結果	NO	NO	NO	NO	NO	NO	NO	NO
PI値	5.32E-07	5.32E-07	5.32E-07	1.28E-05	3.53E-06	1.35E-06	7.31E-07	5.32E-07
評価	緑	緑	緑	黄	白	白	緑	緑
しきい値								
緑	≤1.0E-06/年 かつ パフォーマンスリミットの結果「NO」							
白	>1.0E-06/年 または パフォーマンスリミットの結果「YES」							
黄	>1.0E-05/年							
赤	>1.0E-04/年							



2.3 閉じ込めの維持

本監視領域の目的は、原子力発電所が備える障壁（燃料被覆管、原子炉圧力容器（一次冷却系）、原子炉格納容器）が事故や過渡事象に起因する放射性物質の放出から公衆を防護することにある。事業者は、閉じ込めに係る系統の信頼性を維持することにより放射性物質の放出の可能性を低減する。原子炉格納容器の指標は定めていないが、原子炉格納容器の性能については基本検査によって確認される。

本監視領域には以下 2 つの指標がある。

- 格納容器内への原子炉冷却材漏えい率
- 原子炉冷却材中のよう素 131 濃度

格納容器内への原子炉冷却材漏えい率

目的

本指標は、原子炉格納容器内への原子炉冷却材漏えい率の割合を計算することにより、放射性物質の放出を防止する 3 つの障壁（燃料被覆管/原子炉圧力容器（一次冷却系）/原子炉格納容器）の 2 つ目である原子炉圧力容器（一次冷却系）の健全性を監視・評価する。

指標の定義

格納容器内の原子炉冷却材漏えい率のうち、以下の項目における各月最大値で、保安規定に定める LCO に対する割合とする。

- BWR

総漏えい率 (m^3/h)

- PWR

原子炉冷却材圧力バウンダリ以外からの漏えい率 (m^3/h)

データ報告項目

原子炉 1 基毎に次のデータを報告する。

- 前四半期中の各月最大の原子炉格納容器内への原子炉冷却材漏えい率の測定値

BWR: 格納容器高電導度廃液サンプル出口流量計と格納容器低電導度廃液サンプル出口流量計により計算される値

PWR: 原子炉格納容器サンプル水位計または凝縮液量測定装置により計算される値

- 指標の定義で定めた項目に対する LCO の値

BWR: 総漏えい率 ($5.93 \text{ m}^3/\text{h}$ 以下)

PWR: 原子炉冷却材圧力バウンダリ以外からの漏えい率 ($2.3 \text{ m}^3/\text{h}$ 以下)

データ報告頻度

四半期毎にデータを報告する。

計算

指標は、以下の式を用いて計算する。

$$\text{指標値} = \frac{\text{各月最大の原子炉格納容器内への原子炉冷却材漏えい率の測定値}}{\text{LCO の値}} \times 100$$

用語の定義

なし

明確化のための注意事項

評価対象とする原子炉の状態

本指標の評価にあたっては、原子炉の状態が以下の場合を評価対象とする。

BWR：運転，起動および高温停止

PWR：モード 1, 2, 3, 4

計算範囲外とする時間

計算月の全期間において原子炉の状態が評価対象外の場合は、当該月のデータは「-」と報告し、指標値は#N/A と表示する。

測定値

各月最大の原子炉格納容器内への原子炉冷却材漏えい率の測定値は、計算機による瞬時値の各月最大値または、1 日平均値の各月最大値を報告する。例えば、1 分ごとに至近の 60 分合計した値 (m³/h) が更新されているような場合は、1 分ごとの瞬時値のその月の最大値を報告する。

計算範囲外とする測定値

格納容器内への漏えいは発生したものの、サンプルまで到達せずに漏えい水が床面に滞留した場合は、本指標では原子炉格納容器内での原子炉冷却材漏えい率とはみなさず、指標データにも含めない。

なお、本指標に含めない原子炉格納容器内への原子炉冷却材漏えい率については、基本検査で確認される。

指標の項目および値の設定理由

以下の観点から指標の項目および値を設定した。

BWR は原子炉冷却材圧力バウンダリから原子炉格納容器内への漏えいを保安規定に定める「総漏えい率」(LCW サンプおよび HCW サンプの流入率の合算値)により測定しているため、本項目に対する LCO の値 (5.93 m³/h) に対する割合を指標とした。

一方、PWR はこれに相当する漏えい率は保安規定に定める「未確認の漏えい率」および「原子炉冷却材圧力バウンダリ以外からの漏えい率」となるものの、以下の理由から「原子炉冷却材圧力バウンダリ以外からの漏えい率」の LCO の値 (2.3 m³/h) に対する割合を指標とした。

設定理由は以下のとおり。

- ・「原子炉冷却材圧力バウンダリ以外からの漏えい率」は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいでないことは確認されているが、1 次冷却系からの漏えいでないことが確認されていない漏えい率であること
- ・「未確認の漏えい率」が発生した場合は、規制、事業者双方が注目して測定を強化することになるため、指標ではなく基本検査にて確認されること

なお、設定した項目および値は、米国で設定している指標項目および値と合致している。

(本頁以下余白)

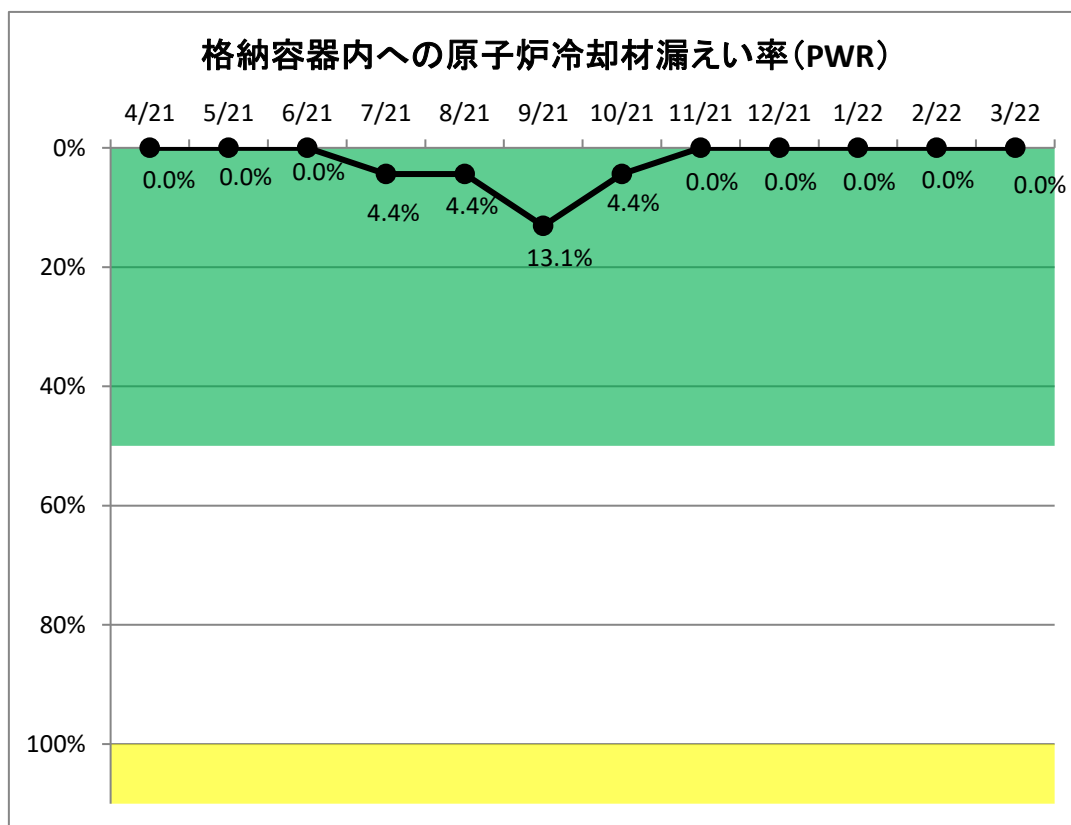
データ例

格納容器内への原子炉冷却材漏えい率(基準値に対する割合)(PWR)

	4/21	5/21	6/21	7/21	8/21	9/21	10/21	11/21	12/21	1/22	2/22	3/22
月間最大原子炉格納容器漏えい率の測定値	0	0	0	0.1	0.1	0.3	0.1	0	0	0	0	0
保安規定に定める運転上の制限値(PWR)	2.3	2.3	2.3	2.3	2.3	2.3	2.3	2.3	2.3	2.3	2.3	2.3
PI値(PWR)	0.0%	0.0%	0.0%	4.4%	4.4%	13.1%	4.4%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
評価(PWR)	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑

しきい値

緑	0~50.0
白	>50.0
黄	>100.0
赤	未設定



原子炉冷却材中のよう素 131 濃度

目的

本指標は、原子炉冷却材中のよう素 131 濃度の割合を計算することにより、放射性物質の放出を防止する 3 つの障壁（燃料被覆管/原子炉圧力容器（一次冷却系）/原子炉格納容器）の 1 つ目である燃料被覆管からの核分裂生成物の放出を監視・評価する。

指標の定義

原子炉冷却材 1 グラムあたりの放射エネルギー (Bq/g) または、1 立方センチメートルあたりの放射エネルギー (Bq/cm³) で示される原子炉冷却材中のよう素 131 濃度の各月最大値で、保安規定で定める LCO に対する割合とする。

データ報告項目

原子炉 1 基毎に次のデータを報告する。

- 前四半期中の各月の原子炉冷却系放射能で、1 グラムあたりの放射エネルギー (Bq/g) または、1 立方センチメートルあたりの放射エネルギー (Bq/cm³) で示されるよう素 131 濃度の最大測定値。
- LCO の値

データ報告頻度

四半期毎にデータを報告する。

計算

指標は、以下の式を用いて計算する。

$$\text{指標値} = \frac{\text{各月最大のよう素 131 濃度測定値}}{\text{LCO の値}} \times 100$$

用語の定義

なし

明確化のための注意事項

指標は、保安規定に定める条件および濃度で計算する。

評価対象とする原子炉の状態

本指標は、原子炉の状態が以下の場合を評価対象とする。

- BWR：運転、起動および高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合

●PWR：モード 1, 2 および 3（1 次冷却材温度が 260℃以上）

また、よう素濃度が変動した場合等において、保安規定で定める測定頻度以上に保安規定に定める条件および濃度で計算した結果は報告に含める。

計算範囲外とする時間

計算月の全期間において原子炉の状態が評価対象外の場合は、当該月のデータは「-」と報告し、指標値は#N/A と表示する。

（本頁以下余白）

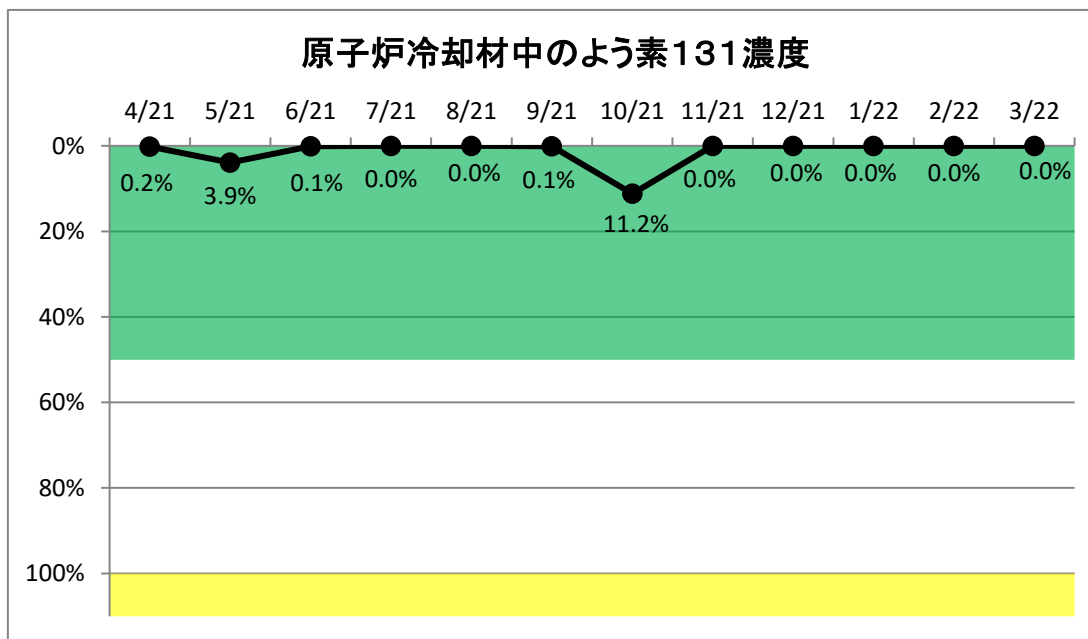
データ例

原子炉冷却材中のよう素131濃度

	4/21	5/21	6/21	7/21	8/21	9/21	10/21	11/21	12/21	1/22	2/22	3/22
よう素131濃度の月間最大値	10	350	5	0	0	5	1000	0	0	0	0	0
保安規定に定める運転上の制限	9000	9000	9000	9000	9000	9000	9000	9000	9000	9000	9000	9000
PI値	0.2%	3.9%	0.1%	0.0%	0.0%	0.1%	11.2%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
評価	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑

しきい値

緑	0～50.0%
白	>50.0%
黄	>100.0%
赤	未設定



2.4 重大事故等対処及び大規模損壊対処

本監視領域の目的は、事業者が「重大事故に至るおそれがある事故または重大事故が発生した場合」（以下、「重大事故等発生時」という。）、および「大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発電用原子炉施設に大規模な損壊が生じた場合」（以下、「大規模損壊発生時」という。）におけるプラントの保全のための活動を適切に実施できるようにすることである。

事業者は、重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することおよび有効性評価の前提条件を満足することを確認するための成立性の確認訓練（以下、「成立性の確認訓練」という。）ならびに重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための訓練（以下、「技術的能力の確認訓練」という。）および「故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム時の操作の前提条件を満足することを確認するための訓練（以下、「APC 等時の成立性の確認訓練」という。）」を通じて、この能力を維持する。

重大事故等対処および大規模損壊対処の指標は、重大事故等発生時および大規模損壊発生時におけるプラントの保全のための活動を適切に実施する事業者の能力の定量的指標であり、現場の重大事故等対処および大規模損壊対処プログラムを評価するものである。

本監視領域には以下 3 つの指標がある。

- 重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練参加割合
- 重大事故等対策における操作の成立性
- 重大事故等対処設備の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）

重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練参加割合

目的

本指標は、重大事故等発生時および大規模損壊発生時におけるプラントの保全のための活動を行うために必要な要員の訓練への参加割合を計算することにより、必要な要員が十分に訓練に参加しない状態を検知し、重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することならびに有効性評価の前提条件を満足することを監視・評価する。

指標の定義

保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練において、プラントの保全のための活動を行うために配置された要員が参加した割合とする。

データ報告項目

原子炉 1 基毎に、次のデータを報告する。

- 至近の訓練サイクルの各訓練における要員の参加数
- 至近の訓練サイクルの各訓練に参加が必要な要員数

データ報告頻度

訓練サイクルの最終日が含まれる四半期において、訓練サイクル毎に報告する。

計算

指標は、以下の式を用いて計算する。

(至近の訓練サイクルに実施した訓練が、A、B の 2 つの場合)

$$\text{指標値} = \left[\frac{\text{訓練 A における要員の参加数}}{\text{訓練 A に参加が必要な要員数}} + \frac{\text{訓練 B における要員の参加数}}{\text{訓練 B に参加が必要な要員数}} \right] \times \frac{100}{2}$$

用語の定義

「訓練サイクル」とは、各事業所において訓練を管理している任意の 1 年以内の期間（以下、「任意の期間」という。）の実態に応じて以下のとおりとする。

- 各事業所において任意の期間が 1 つの場合、任意の期間を「訓練サイクル」とする。
- 各事業所において任意の期間が複数ある場合、全ての任意の期間を含む期間を「訓練サイクル」とする。

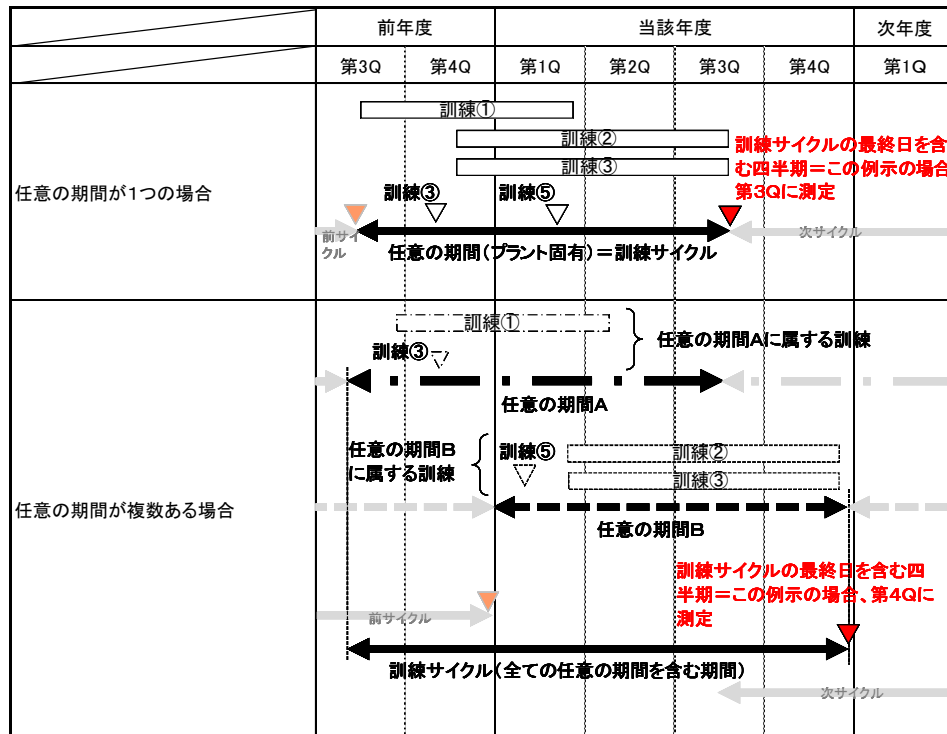


図 2.4-1 訓練サイクル

明確化のための注意事項

本指標の対象とする訓練

保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練とは、保安規定の「重大事故等発生時の体制の整備」にて規定する「成立性の確認訓練」並びに「大規模損壊発生時の体制の整備」にて規定する「技術的能力の確認訓練」および「APC 等時の成立性の確認訓練」をいう。(力量維持向上のための教育訓練は対象としない。)

本指標の対象とならない原子炉

保安規定に上記条文がない原子炉（新規規制基準に適合した保安規定が認可されていない原子炉）については、本指標は測定対象外となる。データ報告項目には「-」と報告し、指標値は#N/A と表示する。

「要員数」の定義の明確化

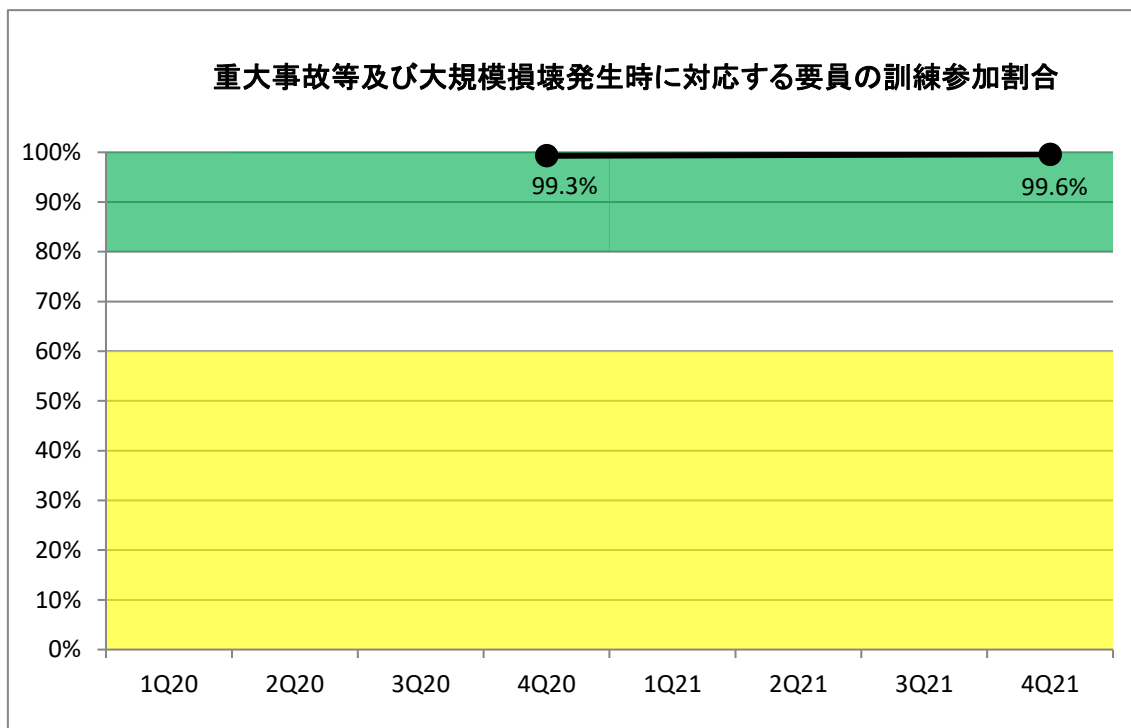
「成立性の確認訓練」、「技術的能力の確認訓練」および「APC 等時の成立性の確認訓練」は、項目毎に確認すべき訓練が複数ある。このため、「各訓練に参加が必要な要員数」とは各社がマニュアル等に定める訓練への参加が必要な訓練毎の手順の成立のために設定された役割を持つ要員の数をいう。また、「各訓練における要員の参加数」とは、手順の成立の

データ例

重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練参加割合

	1Q20	2Q20	3Q20	4Q20	1Q21	2Q21	3Q21	4Q21
至近の訓練サイクルの訓練1における要員の参加数	-	-	-	50	-	-	-	50
至近の訓練サイクルの訓練1に参加が必要な要員数	-	-	-	50	-	-	-	50
至近の訓練サイクルの訓練2における要員の参加数	-	-	-	39	-	-	-	39
至近の訓練サイクルの訓練2に参加が必要な要員数	-	-	-	39	-	-	-	39
至近の訓練サイクルの訓練3における要員の参加数	-	-	-	22	-	-	-	22
至近の訓練サイクルの訓練3に参加が必要な要員数	-	-	-	22	-	-	-	22
至近の訓練サイクルの訓練4における要員の参加数	-	-	-	100	-	-	-	100
至近の訓練サイクルの訓練4に参加が必要な要員数	-	-	-	100	-	-	-	100
至近の訓練サイクルの訓練5における要員の参加数	-	-	-	99	-	-	-	99
至近の訓練サイクルの訓練5に参加が必要な要員数	-	-	-	100	-	-	-	100
至近の訓練サイクルの訓練6における要員の参加数	-	-	-	23	-	-	-	23
至近の訓練サイクルの訓練6に参加が必要な要員数	-	-	-	23	-	-	-	23
至近の訓練サイクルの訓練7における要員の参加数	-	-	-	33	-	-	-	33
至近の訓練サイクルの訓練7に参加が必要な要員数	-	-	-	34	-	-	-	34
至近の訓練サイクルの訓練8における要員の参加数	-	-	-	55	-	-	-	55
至近の訓練サイクルの訓練8に参加が必要な要員数	-	-	-	55	-	-	-	55
至近の訓練サイクルの訓練9における要員の参加数	-	-	-	99	-	-	-	99
至近の訓練サイクルの訓練9に参加が必要な要員数	-	-	-	99	-	-	-	99
至近の訓練サイクルの訓練10における要員の参加数	-	-	-	121	-	-	-	121
至近の訓練サイクルの訓練10に参加が必要な要員数	-	-	-	122	-	-	-	122
至近の訓練サイクルの訓練11における要員の参加数	-	-	-	122	-	-	-	122
至近の訓練サイクルの訓練11に参加が必要な要員数	-	-	-	122	-	-	-	122
至近の訓練サイクルの訓練12における要員の参加数	-	-	-	145	-	-	-	145
至近の訓練サイクルの訓練12に参加が必要な要員数	-	-	-	145	-	-	-	145
至近の訓練サイクルの訓練13における要員の参加数	-	-	-	199	-	-	-	199
至近の訓練サイクルの訓練13に参加が必要な要員数	-	-	-	200	-	-	-	200
至近の訓練サイクルの訓練14における要員の参加数	-	-	-	30	-	-	-	30
至近の訓練サイクルの訓練14に参加が必要な要員数	-	-	-	30	-	-	-	30
至近の訓練サイクルの訓練15における要員の参加数	-	-	-	19	-	-	-	19
至近の訓練サイクルの訓練15に参加が必要な要員数	-	-	-	19	-	-	-	19
至近の訓練サイクルの訓練16における要員の参加数	-	-	-	50	-	-	-	50
至近の訓練サイクルの訓練16に参加が必要な要員数	-	-	-	51	-	-	-	51
至近の訓練サイクルの訓練17における要員の参加数	-	-	-	100	-	-	-	100
至近の訓練サイクルの訓練17に参加が必要な要員数	-	-	-	100	-	-	-	100
至近の訓練サイクルの訓練18における要員の参加数	-	-	-	430	-	-	-	450
至近の訓練サイクルの訓練18に参加が必要な要員数	-	-	-	450	-	-	-	450
至近の訓練サイクルの訓練19における要員の参加数	-	-	-	450	-	-	-	450
至近の訓練サイクルの訓練19に参加が必要な要員数	-	-	-	450	-	-	-	450
PI値	#N/A	#N/A	#N/A	99.3%	#N/A	#N/A	#N/A	99.6%
評価	#N/A	#N/A	#N/A	緑	#N/A	#N/A	#N/A	緑

しきい値	
緑	≥ 80.0%
白	80.0% >
黄	60.0% >
赤	未設定



重大事故等対策における操作の成立性（想定時間を満足した割合）

目的

本指標は、重大事故等対処等の訓練のうち操作の想定時間を設定している訓練における操作の想定時間を満足した割合を計算することにより、重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することおよび有効性評価の前提条件を満足していることを監視・評価する。

指標の定義

保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練のうち操作の想定時間を設定している訓練において、重大事故等対策における操作の想定時間を満足した割合とする。

データ報告項目

原子炉 1 基毎に、次のデータを報告する。

- 至近の訓練サイクルの訓練において、操作の想定時間を満足した件数
- 至近の訓練サイクルの訓練において、操作の想定時間が設定されている件数

データ報告頻度

訓練サイクルの最終日が含まれる四半期において、訓練サイクル毎に報告する。

計算

指標は、以下の式を用いて計算する。

$$\text{指標値} = \frac{\text{操作の想定時間を満足した件数の総和}}{\text{操作の想定時間が設定されている件数の総和}} \times 100$$

用語の定義

「訓練サイクル」とは、各事業所において訓練を管理している任意の 1 年以内の期間（以下、「任意の期間」という。）の実態に応じて以下のとおりとする。

- 各事業所において任意の期間が 1 つの場合、任意の期間を「訓練サイクル」とする。
- 各事業所において任意の期間が複数ある場合、全ての任意の期間を含む期間を「訓練サイクル」とする。

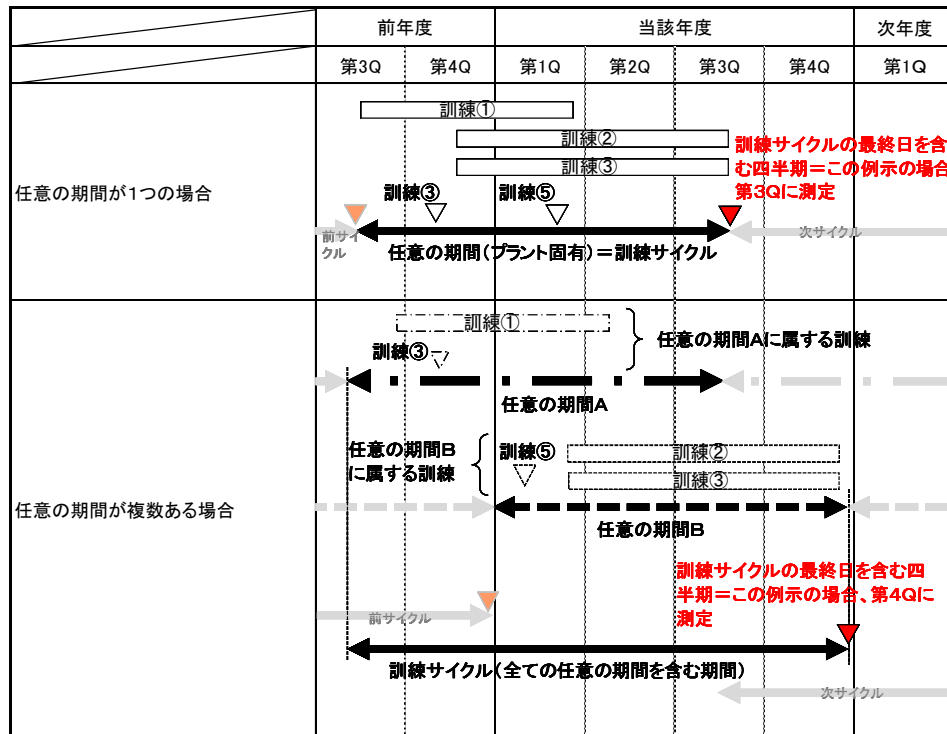


図 2. 4-1 訓練サイクル（再掲）

明確化のための注意事項

本指標の対象とする訓練

保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練のうち操作の想定時間を設定している訓練とは、保安規定の「重大事故等発生時の体制の整備」にて規定する「成立性の確認訓練」ならびに「大規模損壊発生時の体制の整備」にて規定する「技術的能力の確認訓練」および「APC等時の成立性の確認訓練等」のうち、操作に要した時間を計測、評価する訓練をいう。

力量維持向上のための教育訓練は対象としない。

本指標の対象とならない原子炉

保安規定に上記条文がない原子炉（新規制基準に適合した保安規定が認可されていない原子炉）については、本指標は計算対象外となる。データ報告項目には「-」と報告し、指標値は#N/A と表示する。

訓練サイクルの最終日が含まれない四半期のデータ報告

訓練サイクルの最終日が含まれない四半期については、データ報告項目には「-」と報告し、指標値は#N/A と表示する。

操作の想定時間が設定されている件数

操作の想定時間が設定されている件数とは、対象となる各訓練において、想定時間を設定している訓練（項目）の件数をいう。なお、同一の訓練を複数回実施する場合は、全ての回の件数を合計する。

複数原子炉の要員が合同で行う訓練の計測方法

複数の原子炉が存在する発電所において、ひとつの訓練で原子炉の区別なく共通的な訓練項目がある場合は、原子炉別の計算ができないため、いずれの原子炉とも同じ値を使用する。

（本頁以下余白）

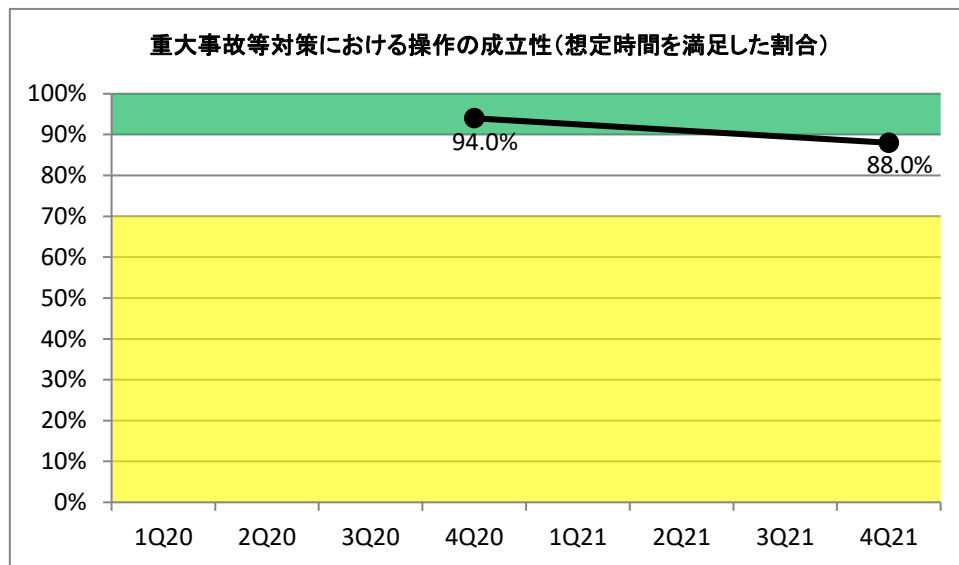
データ例

重大事故等対策における操作の成立性(想定時間を満足した割合)

	1Q20	2Q20	3Q20	4Q20	1Q21	2Q21	3Q21	4Q21
至近の訓練サイクルの訓練において、操作の想定時間を満足した件数の総和	-	-	-	47	-	-	-	44
至近の訓練サイクルの訓練において、操作の想定時間が設定されている件数の総和	-	-	-	50	-	-	-	50
PI値	#N/A	#N/A	#N/A	94.0%	#N/A	#N/A	#N/A	88.0%
評価	#N/A	#N/A	#N/A	緑	#N/A	#N/A	#N/A	白

しきい値

緑	100% ≥ 90.0%
白	90.0% >
黄	70.0% >
赤	未設定



重大事故等対処設備の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）

目的

本指標は、重大事故等対処設備の機能故障件数をカウントすることにより、これら設備の信頼性を監視・評価する。

指標の定義

過去4四半期に構造物、機器または系統の重大事故等対処設備の機能を妨げた、または妨げる可能性のあった件数。具体的には、保安規定に定めるLC0逸脱件数のうち重大事故等対処設備のLC0逸脱件数。

データ報告項目

原子炉1基毎に次のデータを報告する。

- 前四半期に報告された重大事故等対処設備の機能故障件数（LC0逸脱件数）

データ報告頻度

四半期毎にデータを報告する。

計算

指標値 = 過去4四半期の重大事故等対処設備の機能故障件数（LC0逸脱件数）

用語の定義

なし

明確化のための注意事項

本指標の対象とする設備

本指標の対象とする重大事故等対処設備には、特定重大事故等対処施設に属するものを含む。

保守または試験・検査における計画外のLC0逸脱

機器故障等による計画外のLC0逸脱については、重大事故等対処設備の機能故障件数に含める。

予防保全を目的とした点検・補修に係るLC0逸脱の扱い

運転上の制限を満足しない状態に移行する場合のうち、予防保全を目的とした点検・補修を実施するため、計画的に運転上の制限を満足しない状態に移行する場合については、安全

性を向上する活動であることから、重大事故等対処設備の機能故障件数に含めない。

外部事象による LCO 逸脱

発電所外での電気事故や山火事、台風、津波等による外部事象に起因する機能喪失により LCO 逸脱に至った場合、評価対象系統に故障がなく速やかに復帰することが可能であっても、LCO 逸脱時間に含める。例えば、クラゲの大量発生に伴い、原子炉補機海水系ポンプを停止する場合等により LCO 逸脱となった場合は、LCO 逸脱時間に含める。

計器故障による LCO 逸脱

監視・計測装置の故障等による LCO 逸脱については、実態として重大事故等対処設備の機能が喪失していなければ、重大事故等対処設備の機能故障件数に含めない。ただし、監視・計測装置自身に LCO が設定されている場合については、LCO 逸脱としてカウントする。

LCO 逸脱の取り消し

当初 LCO 逸脱と判断したが、その後の調査において LCO 逸脱でないことが明らかとなり LCO 逸脱の取り消しがなされた場合は重大事故等対処設備の機能故障件数に含めない。また、LCO 逸脱でないことを検証するために、重大事故等対処設備を構成する系統を待機状態から除外したとしても、機能故障件数に含めない。

複数の系統に影響を与える 1 回の事象または状態

安全系の機能故障件数については、保安規定の LCO 逸脱件数の数え方と同じとし、1 つの故障としてカウントする。(ある 1 つの不具合により LCO を満足しない状態が複数の系統において発生することもあるが、当該不具合を復旧すれば、全ての系統において LCO を満足する状態に戻る場合。) 本指標は、運転上の制限が設定されている機器の故障の件数に着目して監視・評価しているため、1 つの故障により複数の系統が機能喪失する場合であっても、重複してカウントする必要はない。例えば、原子炉補機冷却水系に不具合が発生し LCO 逸脱となった場合、故障件数としては、1 件としてカウントする。この時に、原子炉補機冷却水供給先の機器が機能喪失したとしても、1 つの故障によるものであることから、この機能喪失を件数に含める必要はない。

機能故障が複数回発生

カウントする故障件数は、その故障発生の期間に要求される機能が動作可能と宣言されたかどうかによる。機能故障の回復作業により、一旦機能が動作可能であると宣言したが、その後、重大事故等対処設備の機能は、その期間継続して動作不能だったことが判明した場合、同じ LCO 逸脱で報告されたかどうかに関係なく新たにカウントする。一方、潜在的問題を把握しており、重大事故等対処設備の機能が動作不能であるとの宣言を継続している場

合は、この潜在的問題のために重大事故等対処設備の機能がその後障害を起こしたとしても、その期間に重大事故等対処設備の機能が動作可能と宣言されていない限りはカウントしない。

更なる故障

この場合の事象の考え方は、保安規定の LCO 逸脱件数の数え方と同じとし、ある故障の評価から別の故障を検出した場合でも、保安規定の同一重大事故等対処設備であれば、1 件の故障としてカウントする（2 件としてのカウントはしない）。評価中に見つかった新たな問題は、原因や故障モードが異なってもカウントしない。例えば、ある系統のポンプに不具合があって、LCO 逸脱に至ったことから、当該ポンプの不具合については是正処置を実施した際、LCO 逸脱を復旧する前の試運転において、当該ポンプに新たな不具合が見つかった場合、2 件の故障ではなく 1 件の故障としてカウントする。

本指標の対象とならない原子炉

保安規定に、重大事故等対処設備の LCO 対象条文がない原子炉（新規制基準に適合した保安規定が認可されていない原子炉）については、本指標は「#N/A」となる。

（本頁以下余白）

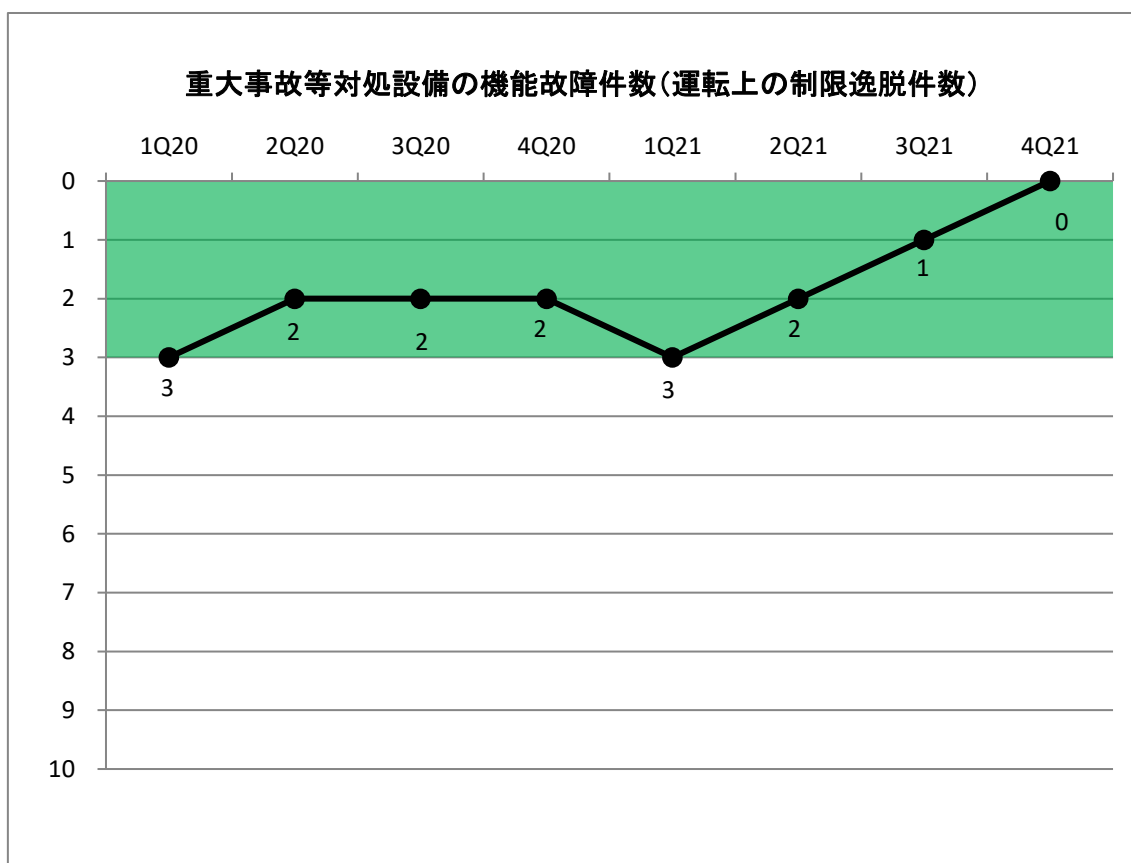
データ例

重大事故等対処設備の機能故障件数(運転上の制限逸脱件数)

	1Q20	2Q20	3Q20	4Q20	1Q21	2Q21	3Q21	4Q21
四半期に報告された重大事故等対処設備の	1	0	1	1	1	0	0	0
過去4四半期の重大事故等対処設備の	3	2	2	2	3	2	1	0
PI値	3	2	2	2	3	2	1	0
評価	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑

しきい値

緑	3以下
白	4以上
黄	未設定
赤	未設定



2.5 公衆に対する放射線安全

本監視領域の目的は、原子力発電所から環境中に放出される放射性物質による被ばくに対して公衆の健康と安全を確実にかつ適切に防護することである。

原子力発電所から環境中への放射性物質の放出としては、通常運転時の放射性気体廃棄物および放射性液体廃棄物の放出等が挙げられ、事業者は、放射性廃棄物の放出に係る目標値等を遵守することにより、公衆の健康と安全を防護することができる。

本監視領域には以下1つの指標がある。

●放射性廃棄物の過剰放出件数

放射性廃棄物の過剰放出件数

目的

本指標は、放射性気体廃棄物および放射性液体廃棄物の過剰放出件数をカウントすることにより、公衆の健康と安全が確実にかつ適切に防護されていることを監視・評価する。

指標の定義

年度期間中の放射性廃棄物の放出管理目標値および放出管理の基準値を超えた件数。

データ報告項目

原子炉1基毎に次のデータを報告する。

表 2.5-1 データ報告項目

次の値を超える放射性廃棄物の過剰放出件数	
放射性気体廃棄物	放出管理目標値（希ガス）
	放出管理目標値（よう素 131）
放射性液体廃棄物	放出管理目標値（トリチウムを除く）
	放出管理の基準値（トリチウム）

データ報告頻度

年度毎にデータを集計し、第1四半期に前年度分のデータを報告する。

計算

指標値 = 年度期間中の放射性廃棄物の過剰放出件数

用語の定義

なし

明確化のための注意事項

放出管理の基準値（トリチウム）について

トリチウムは、人体に与える影響は小さいこと、加えて人体に濃縮されないことから、公衆への影響の観点からは重要度が違うため、「管理目標値」ではなく、「基準値」としている。管理目標値とは位置付けが異なるものの、放射性物質の放出の状況を適切に監視する観点から指標として設定している。

基準値等

放出管理目標値および放出管理の基準値は、保安規定に定める数値とする。

また、放出管理目標値および放出管理の基準値は、発電所単位で定めているため、複数の原子炉が存在する発電所においては、指標の値はいずれの原子炉とも同じ値を使用する。

カウントしない事例

カウントしない事象の例としては次のものがある。

- 気体廃棄物または液体廃棄物のモニタリング機能(注10)に異常が認められる場合

二次系トリチウム（PWR）の扱い

放射性液体廃棄物（トリチウム）については、PWRの二次系トリチウムを含む。

（本頁以下余白）

（注10）モニタリング機能を有する設備には、保安規定に定める放出管理用計測器のうち排気筒モニタおよび排水モニタがある。

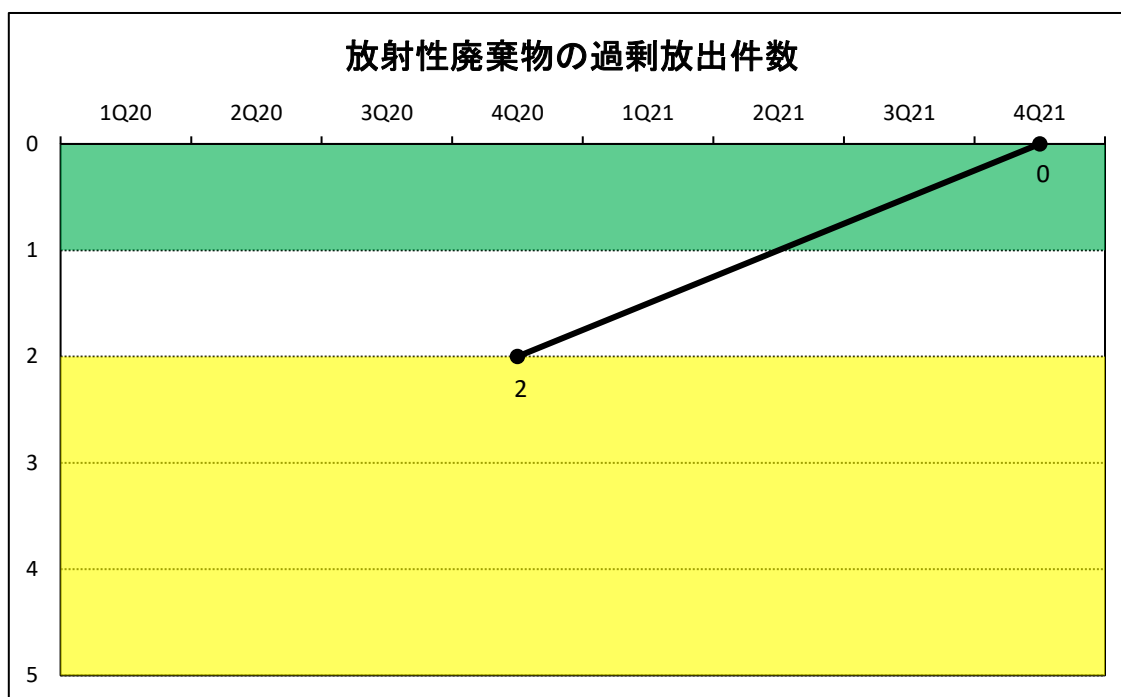
データ例

放射性廃棄物の過剰放出件数

	1Q20	2Q20	3Q20	4Q20	1Q21	2Q21	3Q21	4Q21
気体廃棄物(放射性希ガス)	-	-	-	1	-	-	-	0
気体廃棄物(放射性元素)	-	-	-	1	-	-	-	0
液体廃棄物(トリチウムを除く)	-	-	-	0	-	-	-	0
液体廃棄物(トリチウム)	-	-	-	0	-	-	-	0
PI値	#N/A	#N/A	#N/A	2	#N/A	#N/A	#N/A	0
評価	#N/A	#N/A	#N/A	黄	#N/A	#N/A	#N/A	緑

しきい値

緑	0
白	1
黄	≥2
赤	未設定



2.6 従業員に対する放射線安全

本監視領域の目的は、放射線および放射性物質による被ばくに対して放射線業務従事者を確実にかつ適切に防護することである。

放射線業務従事者に対する日常的な被ばくに対する防護の適切性は、放射線業務従事者の被ばく線量により確認される。

被ばく評価は、個々の放射線業務従事者に対して行われており、単一の雇用者の下で勤務している者は、当該雇用者の下での被ばく線量が管理されている。複数の雇用関係がある者（複数の発電所で作業する者）については、雇用の都度、被ばく線量を積算して被ばく線量の合計として管理されている。これにより、放射線業務従事者個人に対しての各発電所での放射線管理の状況を確認することができる。

計画被ばくの状況において、個々の線源に対して防護の最適化が行われていたとしても、複数の線源からの被ばくが重畳した場合、個人の受ける線量が著しく高くなる可能性がある。個々の線源からの被ばくについての線量限度を、複数の線源からの被ばくの重畳を考慮した上で十分低く設定することにより、過剰な被ばくを回避できる。

本監視領域には以下2つの指標がある。

- 被ばく線量が線量限度を超えた件数
- 事故故障等の報告基準の実効線量(5mSv)を超えた計画外の被ばく発生件数

被ばく線量が線量限度を超えた件数

目的

本指標は、放射線業務従事者が法令に定める線量限度を超えた被ばくの件数をカウントすることにより、発電所における放射線管理が適切に実施されていることを監視・評価する。

指標の定義

年度期間中の放射線業務従事者の被ばく線量が法令に定める以下に示す線量限度を超えた件数とする。

（「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」より）

- 実効線量限度（50mSv/年、5年間(注11)に100mSv）を超えた件数
- 眼の水晶体の等価線量限度（50mSv/年、5年間(注11)に100mSv）を超えた件数
- 皮膚の等価線量限度（500mSv/年）を超えた件数

（注11）5年間は平成十三年四月一日以後五年ごとに区分した各期間

- 女子の線量限度（5mSv/3 ヶ月）を超えた件数
- 女子の腹部の等価線量限度（2mSv）を超えた件数（注 12）
- 女子の内部被ばく（1mSv）を超えた件数（注12）

データ報告項目

- 線量限度を超えた件数

データ報告頻度

年度毎にデータを集計し、第 1 四半期に前年度分のデータを報告する。

計算

指標値 = 当該年度の線量限度を超えた件数

用語の定義

なし

明確化のための注意事項

集計単位

放射線業務従事者の被ばく線量は、発電所単位で集計されるため、複数の原子炉が存在する発電所においては、指標の値はいずれの原子炉とも同じ値を使用する。

同一起因と認められる場合のカウント

同一人物・同一期間で、複数のデータ要素の超過が報告された場合、同一起因と認められる場合は、1 カウントとする。例えば、同一期間に、実効線量限度（50mSv/年）を超えた人が、眼の水晶体の等価線量限度（50mSv/年）も超えていた場合であって、同一起因と認められる場合は1 カウントとする。

カウントしない事例

カウントしない事例としては次のものがある。

- 緊急作業に係る放射線業務従事者の線量限度を超えた件数はカウントしない。

（注12）妊娠の事実を知った後、出産までの期間が対象

計算範囲外とする期間

年度毎の評価であるため、第 1～3 四半期のデータ報告項目には「-」と報告し、指標値は #N/A と表示する。

(本頁以下余白)

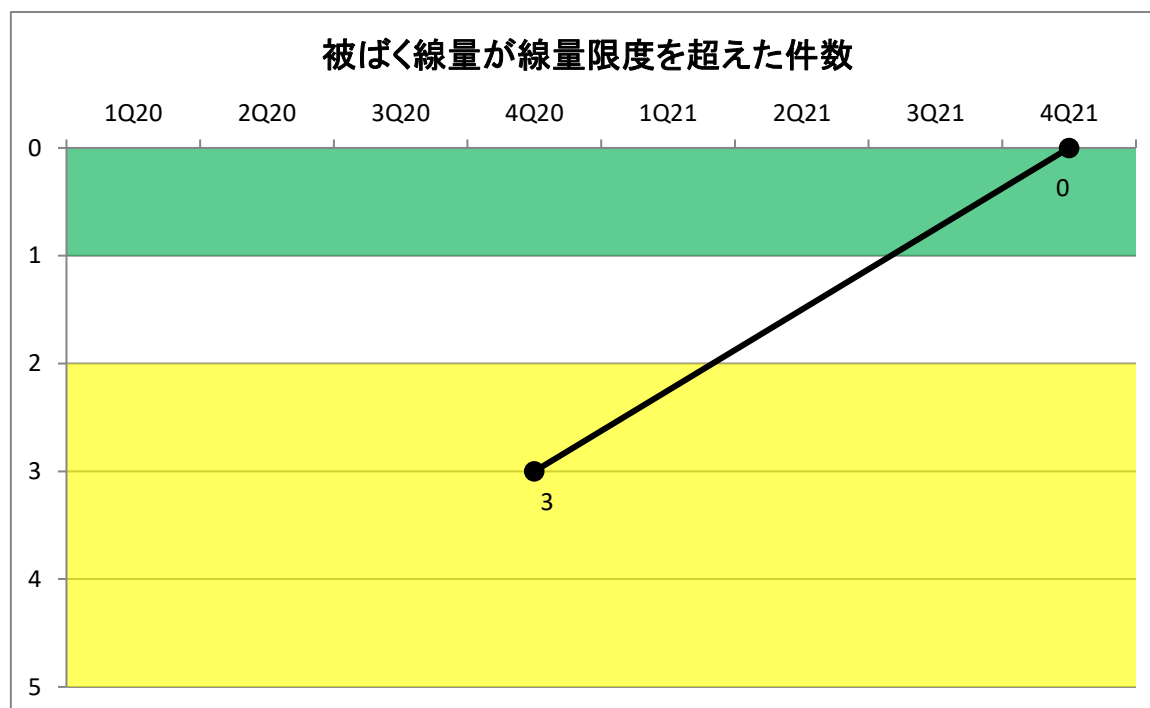
データ例

被ばく線量が線量限度を超えた件数

	1Q20	2Q20	3Q20	4Q20	1Q21	2Q21	3Q21	4Q21
被ばく線量が線量限度を超えた件数	–	–	–	3	–	–	–	0
PI値	#N/A	#N/A	#N/A	3	#N/A	#N/A	#N/A	0
評価	#N/A	#N/A	#N/A	黄	#N/A	#N/A	#N/A	緑

しきい値

緑	0
白	1
黄	≥ 2
赤	未設定



事故故障等の報告基準の実効線量 (5mSv) を超えた計画外の被ばく発生件数

目的

本指標は、放射線業務従事者に対する計画外の被ばくの発生件数をカウントすることにより、発電所における放射線管理が適切に行われていることを監視・評価する。

指標の定義

計画外の被ばくにより、放射線業務従事者の実効線量に係る事故故障等の報告基準の実効線量 (5mSv) を超えた件数とする。

データ報告項目

原子炉 1 基毎に次のデータを報告する。

- 前年度の計画外の被ばくにより、実効線量 (5mSv) を超えた件数

データ報告頻度

年度毎にデータを集計し、第 1 四半期に前年度分のデータを報告する。

計算

指標値 = 計画外の被ばくにより、実効線量 (5mSv) を超えた件数

用語の定義

「実効線量に係る事故故障等の報告基準」とは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 134 条及び研究開発段階にある発電の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則第 129 条の運用について（訓令）」のことである。なお、具体的には、「十一 発電用原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、管理区域内に立ち入る者について被ばくがあったときであって、当該被ばくに係る実効線量が放射線業務従事者にあつては五ミリシーベルトを超え、又は超えるおそれのあるとき」が該当する。

明確化のための注意事項

カウント方法について

計画外の被ばくにより、実効線量 (5mSv) を超えた件数は、人数ではなく事象をカウントする。

カウントしない事例

カウントしない事例としては次のものがある。

- 放射線業務従事者の実効線量が、事故故障等の報告基準の実効線量 (5mSv) を超えた場

合であっても、計画的な被ばくである場合はカウントしない。

- 実効線量の積算が 5mSv を超えた場合であっても、別事象による計画外被ばくである場合はカウントしない。

同一起因事象の扱い

発電用原子炉施設の故障その他の不測の事態の原因が同一起因事象の場合、当該事象により発生した計画外の被ばくの件数は、実効線量を超過する者が複数名いても、1 カウントとみなす。

計算範囲外とする期間

年度毎の評価のため、第 1～3 四半期のデータ報告項目には「-」と報告し、指標値は#N/A と表示する。

(本頁以下余白)

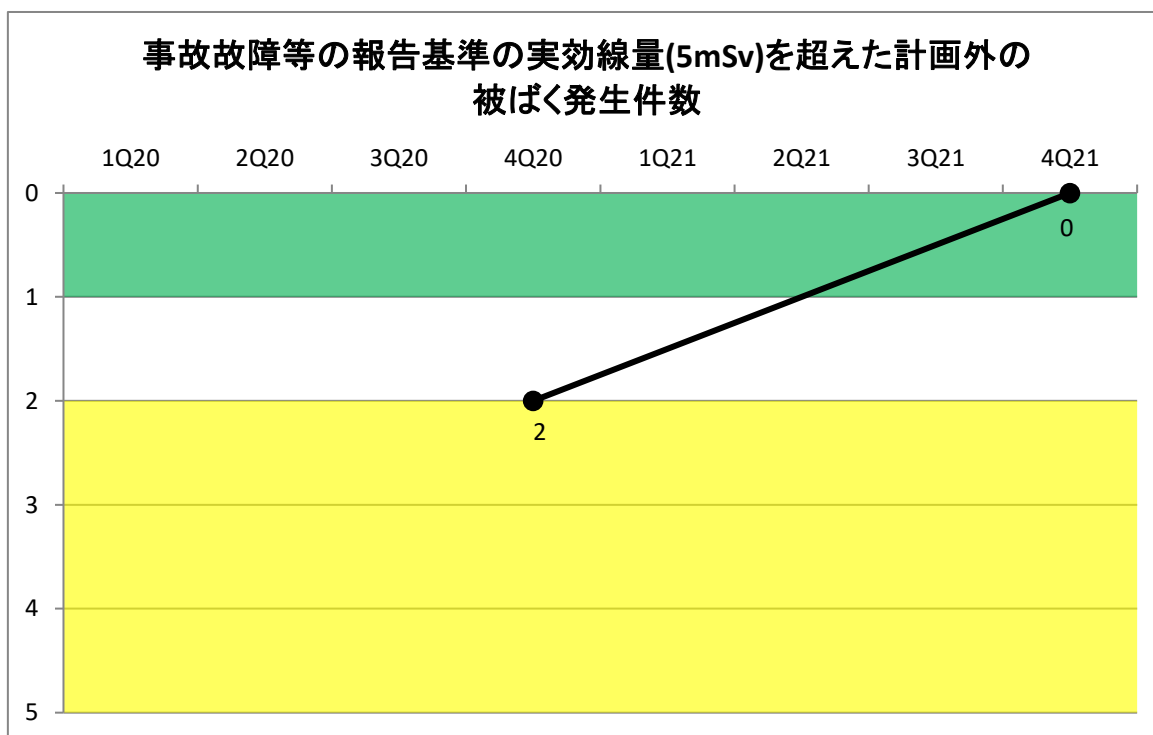
データ例

事故故障等の報告基準の実効線量(5mSv)を超えた計画外の被ばく発生件数

	1Q20	2Q20	3Q20	4Q20	1Q21	2Q21	3Q21	4Q21
事故故障等の報告基準の実効線量(5mSv)を超えた計画外の被ばく発生件数	-	-	-	2	-	-	-	0
PI値	#N/A	#N/A	#N/A	2	#N/A	#N/A	#N/A	0
評価	#N/A	#N/A	#N/A	黄	#N/A	#N/A	#N/A	緑

しきい値

緑	0
白	1
黄	≥2
赤	未設定



2.7 核物質防護

本監視領域の目的は、原子力規制委員会が別に定める妨害破壊行為等の脅威（炉規則第 91 条第 2 項第 29 号）に対して、防護措置を確実に実施することである。そのため、立入制限区域および周辺防護区域における侵入検知器および監視カメラの使用不能時間割合を評価する。

侵入検知器または監視カメラが劣化や故障により使用不能となり、これらの機器による監視機能が喪失し、その代替措置として警備員が立哨（以下、「立哨」という。）を実施する場合、防護レベルの低下はないものの、侵入検知器または監視カメラによる監視が不可能な時間としてカウントすることにより、発電所における核物質防護が適切に行われていることを監視・評価する。

本監視領域には以下の 1 つの指標がある。

●侵入検知器および監視カメラの使用不能時間割合

侵入検知器および監視カメラの使用不能時間割合

目的

本指標は、立入制限区域および周辺防護区域の侵入検知器または監視カメラの使用不能時間割合を計算することにより、プラント周囲における侵入検知器および監視カメラによる監視機能が確保されていることを監視・評価する。

指標の定義

過去 4 四半期における立入制限区域および周辺防護区域の侵入検知器または監視カメラが使用不能となり、これら機器による監視機能が喪失していた時間（以下、「補償時間」という。）の割合。

データ報告項目

原子炉 1 基毎に次のデータを報告する。

- 侵入検知器の補償時間
- 監視カメラの補償時間
- 侵入検知器の正規化係数
- 監視カメラの正規化係数

データ報告頻度

四半期毎にデータを報告する。

計算

本指標は、以下の式を用いて計算する。指標値は小数第 4 位を切り上げて求める。

$$\text{侵入検知器使用不能指数} = \frac{\text{過去 4 四半期分の侵入検知器の補償時間}}{\text{侵入検知器の正規化係数} \times 8,760 \text{ 時間}}$$

$$\text{監視カメラ使用不能指数} = \frac{\text{過去 4 四半期分の監視カメラの補償時間}}{\text{監視カメラの正規化係数} \times 8,760 \text{ 時間}}$$

$$\text{指標値} = \frac{\text{侵入検知器使用不能指数} + \text{監視カメラ使用不能指数}}{2}$$

用語の定義

「侵入検知器」とは、発電所に不審者が侵入しようとしていることを検知するために設置するもので、立入制限区域および周辺防護区域に設置される検知器のことである。侵入検知器には、電界センサー方式やマイクロ波センサー方式等がある。

「監視カメラ」とは、発電所に侵入しようとしている不審者を確認するために設置するもので、立入制限区域および周辺防護区域に設置されるカメラのことである。監視カメラには、固定式カメラおよび固定式カメラ故障時のバックアップとなる可動式カメラがある。

「補償措置」とは、侵入検知器または監視カメラが劣化や故障のために使用不能となり、これら機器による監視機能が喪失したと判断した場合の立哨による監視のことである。

「正規化係数」とは、サイト規模による侵入検知器および監視カメラの数の違いを補正するために用いる係数である。

「補償時間」とは、侵入検知器または監視カメラが劣化や故障のために使用不能となり、これら機器による監視機能が喪失したと判断し、補償措置が必要と宣言した時点から、これら機器による監視機能を取得したと判断した時点までの時間である。

「侵入検知器の正規化係数」とは、侵入検知器の区画数を 300 で割った値である。ただし、サイトにおける侵入検知器の区画数が 300 以下の場合は 1 とする。

「監視カメラの正規化係数」とは、監視カメラの台数を 400 で割った値である。ただし、

監視カメラの台数が 400 以下の場合は、正規化係数を 1 とする。

「侵入検知器の区画数」とは、侵入検知器間の最少検知範囲を 1 区画とし、その区画を合計した数である。

明確化のための注意事項

集計単位

発電所内の立入制限区域および周辺防護区域の区画数および補償時間を足し合わせ、発電所単位で集計する。これは原子炉毎に異なる周辺防護区域が設定されている場合であっても同様で、発電所単位で集計することから複数の原子炉が存在する発電所においてはいずれの原子炉も同じ値となる。

侵入検知器の区画数

侵入検知器は、侵入した場所が特定できるように区画を設けている。侵入検知器の区画数は、侵入検知器が検知できる最小範囲を 1 区画とし、その区画を合計した数とする。侵入検知器を多重化・多様化している場合は、検知範囲が重なっている区画を含めてその区画数を合計することができる。(図 2.7-1 参照)

補償時間の計測

- 侵入検知器または監視カメラが使用不能となり、これら機器による監視機能が喪失したと判断し、補償措置が必要と宣言した時点から、補償時間の計測を開始する。劣化や故障の原因を修復し、試験後にこれら機器による監視機能が復活したと判断した時点で補償時間の計測を終了する。(注13)
- 補償時間は、立哨した警備員の人数を考慮する。例えば、2 人で立哨した場合、補償時間は 2 倍とする。
- 侵入検知器が使用不能となり、監視機能が喪失したと判断した時にその原因が特定できておらず、立哨が補償措置かどうか判断できない場合は、原因が特定できた段階でその立哨が侵入検知器の補償時間に該当するかどうかを判断する。
- 補償時間の計測は、立入制限区域および周辺防護区域の境界における立哨を対象とし、防護区域の扉や他の場所での立哨は含めない。
- 警報が発生し、現場の状況を確認した結果、明らかに誤警報であることが判明した場合

(注13) 侵入検知器が多重化・多様化されており侵入検知器単体の機能喪失時でも別の侵入検知器で監視できる場合は、監視機能が喪失したわけではないが、rev.2 より、侵入検知器単体の機能喪失時には、多重化・多様化している別の侵入検知器による監視の可否に関わらず、補償措置として警備員による立哨を行った場合は補償時間として計測することとした。本変更は過去の集計に遡って適用する必要はない。

に、念のため立哨したとしても補償措置には該当しないため補償時間として計測しない。

- 装置の故障ではなく、試験や点検のため立哨したとしても補償措置には該当しないため補償時間として計測しない。

例えば、試験や点検のための侵入検知器または監視カメラの使用を一時停止し、これら機器による監視機能が喪失する場合、立哨したとしても補償時間として計測しない。

ただし、試験や点検ではじめて装置が故障していたことが判明し、そのままでは使用できず修理が必要な場合は、故障が判明した時点から、故障の原因を修復し、試験後にこれら機器による監視機能が復活したと判断した時点までの期間を補償時間として計測する。

- 同じタイミング・区画で複数の装置（侵入検知器と監視カメラ）に起きた問題に対処するための補償時間は、立哨が最初に必要になった装置から計測する。

最初に故障した装置の使用を再開して補償措置が不要になったら、2 番目に故障した装置の補償時間を計測する。

例えば、侵入検知器が使用できないため立哨する区画と重なるエリアの監視カメラが使用できなくなった場合は、侵入検知器と監視カメラの補償のための立哨時間を二重に計測しない。ただし、侵入検知器の問題が改善され補償措置が不要になったが、監視カメラが引き続き立哨を必要としている場合は、監視カメラの補償時間として計測を開始する。

- 侵入検知器または監視カメラを使用するために補助的なシステムが必要で、その故障により侵入検知器または監視カメラが使用できない場合は補償時間として計測する。

例えば、監視カメラに必要な照度を持つ照明が故障した場合は、監視カメラの補償時間として計測する。

補償時間の計算

補償時間は整数で報告する。整数で報告する際は指標値が大きくなるよう切上げる。指標値が大きくなるよう安全側に設定した数値であることが明らかである場合は、安全側に設定した時間を補償時間とすることができる。

例えば、以下のような場合、合計時間が5時間1分であることから、6時間と報告する。この際、合計時間を簡単に計算するため、1回目：24時間、2回目：24時間、3回目：24時間とし、72時間としても良い。

- 1 回目 1/1 0:00 ～ 1/1 0:32
- 2 回目 1/2 0:00 ～ 1/2 1:20
- 3 回目 1/3 0:00 ～ 1/3 3:09

正規化係数の計算

- ・侵入検知器の正規化係数は、サイトにおける侵入検知器の区画数が 300 またはそれより少ない場合は、正規化係数を 1 とする。

侵入検知器の区画数が 300 より多い場合は、侵入検知器の区画数を 300 で割り正規化係数（注14）とする。なお、正規化係数の計算にあたっては、指標値が大きくなるように小数第 2 位を切り捨てした値とする。（例 $375 \div 300 = 1.25 \div 1.2$ ）

- ・監視カメラの正規化係数は、サイトにおける監視カメラの台数が 400 台またはそれより少ない場合は、正規化係数を 1 とする。

監視カメラの台数が 400 より多い場合は、監視カメラの台数を 400 で割り正規化係数（注 14）とする。なお、正規化係数の計算にあたっては、指標値が大きくなるように小数第 2 位を切り捨てした値とする。（例 $450 \div 400 = 1.125 \div 1.1$ ）サイトにおける監視カメラを多重化・多様化している場合は、その台数を合計することができる。

- ・侵入検知器の区画数および監視カメラの台数に変更があった場合は、当該四半期最終日の区画数および台数を用いる。

過酷な環境条件による故障

暴風雨、竜巻、濃霧、大雪、強烈な日射等のシステムの仕様を超える過酷な環境条件により、侵入検知器または監視カメラが一時的に使用できなくなった場合は、立哨したとしても補償措置には該当しないため補償時間として計測しない。

例えば、竜巻が一部の侵入検知器を破壊し、復旧に必要な機器を工場から取り寄せる必要がある場合、修復に必要な時間と事業者の保守能力には関係がないため、補償時間として計測しない。

動物や強風等の事業者がコントロールできない自然環境の影響による侵入検知器の損傷や警報の頻発に対処するために立哨したとしても補償時間として計測しない。

飛び地で設定した立入制限区域および周辺防護区域の扱い

本指標には、原子炉施設に関連する飛び地で設定した立入制限区域および周辺防護区域の侵入検知器または監視カメラの補償時間を含む。

侵入検知器および監視カメラの故障を伴わない使用停止の扱い

プラントの安全性向上工事等のために、計画的に侵入検知器および監視カメラの監視機能を停止した場合に立哨が必要になるが、これは機器の劣化や故障によるものではないの

（注14）正規化係数を求めるための乗数（侵入検知器：300、監視カメラ：400）は、2022 年度時点での集計対象施設の侵入検知器の区画数と監視カメラの台数の平均値付近となるよう設定した値であり、平均値が大きく変わった場合は見直す可能性がある。

で補償時間として計測しない。

●例えば以下の場合が考えられる。

- ・火災発生時に公設消防の車両を入構させるために車両ゲートを開放した場合
- ・原子力防災訓練時に可搬型設備を出動させるために車両ゲートを開放した場合
- ・境界付近の足場設置作業、境界を跨ぐようなクレーン作業に伴い侵入検知器または監視カメラによる監視機能を一時的に停止する場合
- ・境界に干渉する配管等の設置作業に伴い境界付近の侵入検知器や監視カメラを一時的に移設した場合

予防保全・計画された設備更新に伴う停止の扱い

- 操作性の試験を含めて、システム、装置、構成機器に対して機能が低下していない状態において、あらかじめ機能の維持を確実にするために計画された保全は、予防保全であり、システムに要求された機能水準を維持するために必要な活動であることから、予防保全に伴うシステムの停止は補償時間として計測しない。

- 所定の監視機能は維持されている状態で、設備診断に基づいて行う保全は補償時間として計測しない。

つまり、指標には監視システムの信頼性や機能を維持するための保守作業の実施を妨げる意図はない。

- システムの劣化により、通常のメンテナンス計画では想定していない状態（例 技術評価の結果システム／機器の変更または更新が必要な状態）となり、補償措置を実施している状況において、対策の範囲、作業内容、工程、費用等を含む変更または更新に関する保守計画が社内の決定者において承認された場合は、計画された設備更新の範囲の立哨は補償時間に計測しない。

なお、この場合には指標提出のコメント欄に計画された設備更新のために補償時間を計測していないことを記載しておく必要がある。

この計画された設備更新による作業が完了した後に、その範囲のシステムの使用ができない場合は、通常とおり補償時間を計測する。

- 信頼性や能力を効果的に向上するために計画した、改良、設備更新、またはシステムの性能強化は、計画的なシステムの設備更新にあたるため、補償時間として計測しない。

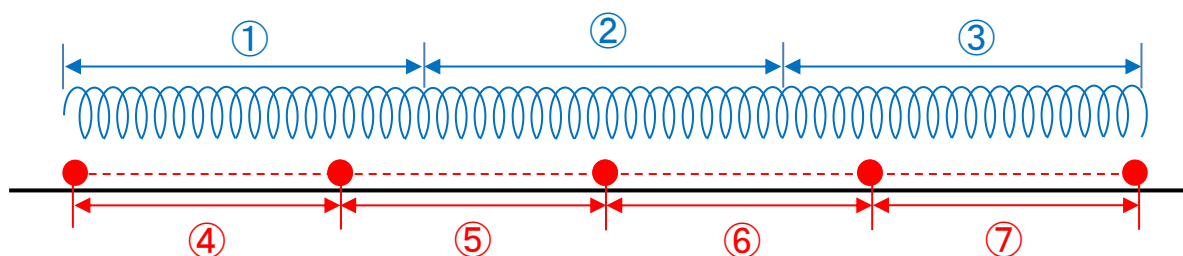
- システムの一部で特に重大な故障が生じていて、この対応のためにシステム全体の更新が必要と判断した場合には、重大な故障が生じている範囲は補償時間として計測するが、保守計画に基づく更新のために使用を停止した設備については補償時間として計測しない。

ただし、保守計画に基づく更新作業を開始した後に、更新作業のきっかけとなった特

に重大な故障が生じている設備，もしくは別の設備で故障が起きても，更新の対象範囲内の設備であって，かつ更新により故障が修復されるなら，この故障の原因によらず補償時間として計測しない。

【凡例】

- : 防護柵
- - - ● - - - : 侵入検知器（振動センサー）
- ⋯⋯⋯ : 侵入検知器（電界センサー）
- ↔ (red) : 侵入検知器（振動センサー）の最小検知範囲
- ↔ (blue) : 侵入検知器（電界センサー）の最小検知範囲



この場合の侵入検知器の区画数は7となる。

図 2. 7-1 侵入検知器の区画数（例）

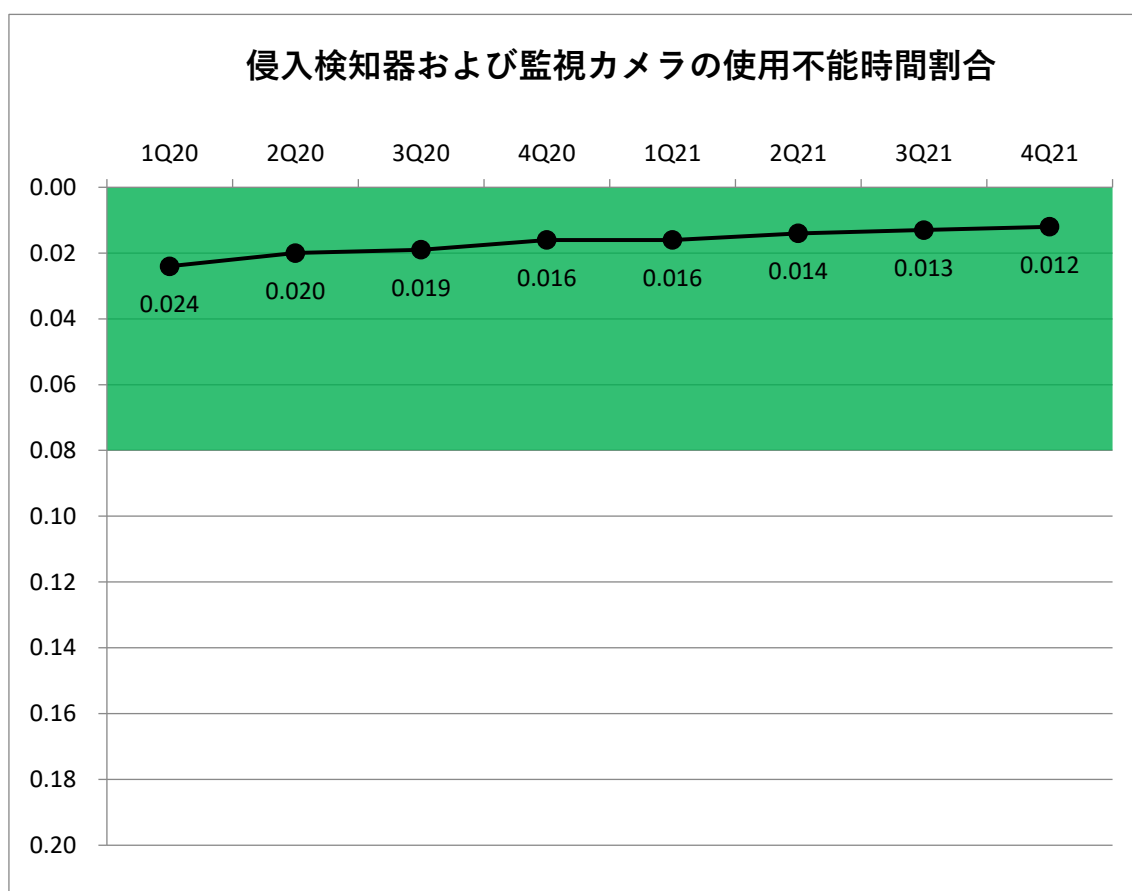
データ例

侵入検知器および監視カメラの使用不能時間割合

	1Q20	2Q20	3Q20	4Q20	1Q21	2Q21	3Q21	4Q21
侵入検知器の補償時間	60	72	84	93	50	34	57	65
侵入検知器の区画数	400	400	400	400	400	400	400	400
侵入検知器の正規化係数	1.3	1.3	1.3	1.3	1.3	1.3	1.3	1.3
監視カメラの補償時間	10	0	22	5	17	8	19	8
監視カメラの区画数	500	500	500	500	500	500	500	500
監視カメラの正規化係数	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2
過去4四半期における侵入検知器の補償時間	490	402	366	309	299	261	234	206
過去4四半期における監視カメラの補償時間	32	30	44	37	44	52	49	52
PI値	0.024	0.020	0.019	0.016	0.016	0.014	0.013	0.012
評価	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑	緑

しきい値

緑	0~0.080
白	>0.080
黄	未設定
赤	未設定



(余白)

添付書類(1)

データフォーマットについて

データフォーマット(注1)を以下に示す。

201●年●月●日
●●電力株式会社 ●●発電所 ●●号機

① 7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数

	1Q18	2Q18	3Q18
計画外自動・手動スクラム回数			
臨界時間数			
【注意事項】			

② 7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数

	1Q18	2Q18	3Q18
計画外出力変化回数			
臨界時間数			
【注意事項】			

③ 追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数

	1Q18	2Q18	3Q18
追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数			
【注意事項】			

(注1) 2023 年 2 月時点のデータフォーマット

【BWR(BWR5の場合)】

④-1 安全系の使用不能時間割合(高圧注入系)

	1Q18	2Q18	3Q18
LCO逸脱時間の合計			
臨界時間数			
【注意事項】 ○サポート系のLCO逸脱時間も合計した値を入力する。			

④-2 安全系の使用不能時間割合(原子炉隔離時冷却系)

	1Q18	2Q18	3Q18
LCO逸脱時間の合計			
臨界時間数			
【注意事項】 ○サポート系のLCO逸脱時間も合計した値を入力する。			

④-3 安全系の使用不能時間割合(低圧注水系(格納容器スプレイ系))

	1Q18	2Q18	3Q18
LCO逸脱時間の合計			
臨界時間数			
【注意事項】 ○サポート系のLCO逸脱時間も合計した値を入力する。			

④-4 安全系の使用不能時間割合(非常用交流電源)

	1Q18	2Q18	3Q18
LCO逸脱時間の合計			
臨界時間数			
【注意事項】 ○サポート系のLCO逸脱時間も合計した値を入力する。			

④-5 安全系の使用不能時間割合(原子炉補機冷却水系・海水系)

	1Q18	2Q18	3Q18
LCO逸脱時間の合計			
臨界時間数			
【注意事項】 ○サポート系のLCO逸脱時間も合計した値を入力する。			

【PWR】

④-1 安全系の使用不能時間割合（高圧注入系）

	1Q18	2Q18	3Q18
LCO逸脱時間の合計			
臨界時間数			
【注意事項】 ○サポート系のLCO逸脱時間も合計した値を入力する。			

④-2 安全系の使用不能時間割合（補助給水系）

	1Q18	2Q18	3Q18
LCO逸脱時間の合計			
臨界時間数			
【注意事項】 ○サポート系のLCO逸脱時間も合計した値を入力する。			

④-3 安全系の使用不能時間割合（低圧注入系）

	1Q18	2Q18	3Q18
LCO逸脱時間の合計			
臨界時間数			
【注意事項】 ○サポート系のLCO逸脱時間も合計した値を入力する。			

④-4 安全系の使用不能時間割合（非常用交流電源）

	1Q18	2Q18	3Q18
LCO逸脱時間の合計			
臨界時間数			
【注意事項】 ○サポート系のLCO逸脱時間も合計した値を入力する。			

④-5 安全系の使用不能時間割合（原子炉補機冷却水系・海水系）

	1Q18	2Q18	3Q18
LCO逸脱時間の合計			
臨界時間数			
【注意事項】 ○サポート系のLCO逸脱時間も合計した値を入力する。			

⑤ 安全系の機能故障件数(運転上の制限逸脱件数)

	(1Q18)	(2Q18)	(3Q18)
四半期に報告された安全系の機能故障件数 (LCO逸脱件数)	-	-	-
【注意事項】			

(PWRの場合)

緩和系性能指標(MSPI) (高圧注入系)

	(1Q18)	(2Q18)	(3Q18)
過去12四半期のUAI	-	-	-
過去12四半期のURI	-	-	-
過去12四半期の臨界時間数	-	-	-
過去12四半期の機器タイプの故障件数	-	-	-
【注意事項】 当該四半期のデータではなく、過去12四半期のデータを入力する。			

緩和系性能指標(MSPI) (補助給水系)

	(1Q18)	(2Q18)	(3Q18)
過去12四半期のUAI	-	-	-
過去12四半期のURI	-	-	-
過去12四半期の臨界時間数	-	-	-
過去12四半期の機器タイプの故障件数	-	-	-
【注意事項】 当該四半期のデータではなく、過去12四半期のデータを入力する。			

緩和系性能指標(MSPI) (低圧注入系)

	(1Q18)	(2Q18)	(3Q18)
過去12四半期のUAI	-	-	-
過去12四半期のURI	-	-	-
過去12四半期の臨界時間数	-	-	-
過去12四半期の機器タイプの故障件数	-	-	-
【注意事項】 当該四半期のデータではなく、過去12四半期のデータを入力する。			

緩和系性能指標(MSPI) (非常用交流電源)

	(1Q18)	(2Q18)	(3Q18)
過去12四半期のUAI	-	-	-
過去12四半期のURI	-	-	-
過去12四半期の臨界時間数	-	-	-
過去12四半期の機器タイプの故障件数	-	-	-
【注意事項】 当該四半期のデータではなく、過去12四半期のデータを入力する。			

緩和系性能指標(MSPI) (原子炉補機冷却水系・海水系)

	(1Q18)	(2Q18)	(3Q18)
過去12四半期のUAI	-	-	-
過去12四半期のURI	-	-	-
過去12四半期の臨界時間数	-	-	-
過去12四半期の機器タイプの故障件数	-	-	-
【注意事項】 当該四半期のデータではなく、過去12四半期のデータを入力する。			

⑤ 安全系の機能故障件数(運転上の制限逸脱件数)

	(1Q18)	(2Q18)	(3Q18)
四半期に報告された安全系の機能故障件数 (LCO逸脱件数)	-	-	-
【注意事項】			

(BWRの場合)

緩和系性能指標(MSPI) (高圧注入系)

	(1Q18)	(2Q18)	(3Q18)
過去12四半期のUAI	-	-	-
過去12四半期のURI	-	-	-
過去12四半期の臨界時間数	-	-	-
過去12四半期の機器タイプの故障件数	-	-	-
【注意事項】 当該四半期のデータではなく、過去12四半期のデータを入力する。			

緩和系性能指標(MSPI) (原子炉隔離時冷却系)

	(1Q18)	(2Q18)	(3Q18)
過去12四半期のUAI	-	-	-
過去12四半期のURI	-	-	-
過去12四半期の臨界時間数	-	-	-
過去12四半期の機器タイプの故障件数	-	-	-
【注意事項】 当該四半期のデータではなく、過去12四半期のデータを入力する。			

緩和系性能指標(MSPI) (低圧注入系)

	(1Q18)	(2Q18)	(3Q18)
過去12四半期のUAI	-	-	-
過去12四半期のURI	-	-	-
過去12四半期の臨界時間数	-	-	-
過去12四半期の機器タイプの故障件数	-	-	-
【注意事項】 当該四半期のデータではなく、過去12四半期のデータを入力する。			

緩和系性能指標(MSPI) (非常用交流電源)

	(1Q18)	(2Q18)	(3Q18)
過去12四半期のUAI	-	-	-
過去12四半期のURI	-	-	-
過去12四半期の臨界時間数	-	-	-
過去12四半期の機器タイプの故障件数	-	-	-
【注意事項】 当該四半期のデータではなく、過去12四半期のデータを入力する。			

緩和系性能指標(MSPI) (原子炉補機冷却水系・海水系)

	(1Q18)	(2Q18)	(3Q18)
過去12四半期のUAI	-	-	-
過去12四半期のURI	-	-	-
過去12四半期の臨界時間数	-	-	-
過去12四半期の機器タイプの故障件数	-	-	-
【注意事項】 当該四半期のデータではなく、過去12四半期のデータを入力する。			

【BWR】

⑥ 格納容器内への原子炉冷却材漏えい率

	3Q18		
	10/18	11/18	12/18
格納容器内への原子炉冷却材漏えい率			
保安規定に定める運転上の制限値			5.93
【注意事項】			

【PWR】

⑥ 格納容器内への原子炉冷却材漏えい率

	3Q18		
	10/18	11/18	12/18
格納容器内への原子炉冷却材漏えい率			
保安規定に定める運転上の制限値			2.3
【注意事項】			

⑦ 原子炉冷却材中のよう素131濃度

	3Q18		
	10/18	11/18	12/18
原子炉冷却材中のよう素131濃度			
保安規定に定める運転上の制限値			9000
【注意事項】			

⑧ 重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練参加割合

	1Q18	2Q18	3Q18
至近の訓練サイクルの訓練1における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練1に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練2における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練2に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練3における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練3に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練4における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練4に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練5における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練5に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練6における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練6に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練7における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練7に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練8における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練8に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練9における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練9に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練10における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練10に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練11における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練11に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練12における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練12に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練13における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練13に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練14における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練14に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練15における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練15に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練16における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練16に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練17における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練17に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練18における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練18に参加が必要な要員数			
至近の訓練サイクルの訓練19における要員の参加数			
至近の訓練サイクルの訓練19に参加が必要な要員数			
訓練の合計数			
【注意事項】			

⑨ 重大事故等対策における操作の成立性(想定時間を満足した割合)

	1Q18	2Q18	3Q18
至近の訓練サイクルの訓練において、操作の想定時間を満足した件数の総和			
至近の訓練サイクルの訓練において、操作の想定時間が設定されている件数の総和			
【注意事項】			

⑩ 重大事故等対処設備の機能故障件数(運転上の制限逸脱件数)

	1Q18	2Q18	3Q18
四半期に報告された重大事故等対処設備の機能故障件数(LCO逸脱件数)			
【注意事項】			

⑪ 放射性廃棄物の過剰放出件数

	1Q18	2Q18	3Q18
気体廃棄物(放射性希ガス)			
気体廃棄物(放射性元素)			
液体廃棄物(トリチウムを除く)			
液体廃棄物(トリチウム)			
【注意事項】			

⑫ 被ばく線量が線量限度を超えた件数

	1Q18	2Q18	3Q18
被ばく線量が線量限度を超えた件数			
【注意事項】			

⑬ 事故故障等の報告基準の実効線量(5mSv)を超えた計画外の被ばく発生件数

	1Q18	2Q18	3Q18
事故故障等の報告基準の実効線量(5mSv)を超えた計画外の被ばく発生件数			
【注意事項】			

⑭ 侵入検知器および監視カメラの使用不能時間割合

	1Q18	2Q18	3Q18
侵入検知器の補償時間			
侵入検知器の区画数			
監視カメラの補償時間			
監視カメラの区画数			
【注意事項】			

緩和系性能指標(MSPI)対象系統の選定について

MSPI は、プラントのパフォーマンスを監視するための指標の一つであり、過渡時及び LOCA 時の炉心冷却機能、原子炉停止後の除熱機能および安全上特に重要な関連機能のうち、リスクへの影響が大きいと考えられる緩和系を対象としている(注1)。

MSPI 対象系統は、次の事項の全てに該当する系統の中から選定する。

- ① 基本的安全機能を有する系統及びそのサポート系（設計基準事故対処設備）
- ② 動的機器を含む系統
- ③ リスクへの影響が大きいと考えられる系統
- ④ 保安規定において許容待機除外時間（AOT）が設定されている系統

上記の考え方にに基づき、国内 PWR/BWR プラントにおける MSPI 対象系統の選定結果の例を表 1 及び表 2 に示す。

なお、米国 NEI 99-02 Revision7 においては、高圧注入機能や低圧注入機能等の機能毎に、複数の系統名（高圧注入機能の例：高圧注入系、高圧炉心スプレイ系または給水系）が記載されており、それらのうち、いずれかの系統を対象系統として選定することとなっている。これは、MSPI が、リスクへの影響が大きいと考えられる緩和系が待機除外となる場合のリスク影響を測定することを目的とした指標であり、プラントの型式によらず MSPI 対象系統を選定できるようにしているものと考えられる。

(注1) 安全系の使用不能時間割合の評価対象系統は、以下の理由により MSPI と同一とした。

- ・ MSPI の評価対象は、リスク上重要な系統に着目して選定されているため、リスクインフォームドの考え方に合致していること。
- ・ 将来 MSPI に移行しても、評価対象系統が変わらないため、一般の人にも分かり易いこと。
- ・ BWR と PWR で報告が必要な系統の数が同じとなるため、一般の人にも分かり易いこと。

表 1 MSPI 対象系統の選定結果の例 (PWR)

選定理由 系統名		①設計基準事故対処設備	②動的機器※ ¹ を含む系統	③リスクへの影響が大きいと考えられる系統※ ²	④保安規定において許容待機除外時間 (AOT) が設定されている系統※ ³	MSPI 対象系統※ ⁴
停止機能 原子炉	安全保護系	○	×	○	△ (6h)	×
	緊急ほう酸注入系	○	○ (CH/SI ポンプ)	○	△ (1h)	×
原子炉注水機能	高圧注入系	○	○ (CH/SI ポンプ)	○	○ (10day)	○
	蓄圧注入系	○	×	○	○ (3day)	×
	余熱除去系	○	○ (RHR ポンプ)	○	○ (10day)	○
崩壊熱除去機能	格納容器スプレイ系	○	○ (CV スプレイポンプ)	○	○ (10day)	×※ ⁵
	主給水系	×	○ (M/D-FW ポンプ)	×	×	×
	補助給水系	○	○ (T/D-AFW ポンプ, M/D-AFW ポンプ)	○	○ (10day)	○
サポート機能	非常用交流電源	○	○ (非常用 D/G)	○	○ (10day)	○
	非常用直流電源	○	×	○	○ (10day)	×
	原子炉補機冷却水系	○	○ (CCW ポンプ)	○	○ (10day)	○
	原子炉補機冷却海水系	○	○ (SW ポンプ)	○	○ (10day)	○
	制御用空気系	○	○ (空気圧縮機)	×	△ (1h)	×

※¹ ここでは、電動ポンプ等の使命時間中の継続運転が必要な機器を動的機器と定義する。

※² PRA でモデル化対象としていない系統はリスクへの影響が小さいと考えられるため、MSPI の対象外とする。

※³ AOT が 1 日未満の場合は、待機除外時にプラントの運転を継続する可能性が低いいため、MSPI 対象外とする。

※⁴ ①～④の全てに該当する場合は、MSPI 対象系統として抽出する。

※⁵ 崩壊熱除去機能としてリスク重要度が比較的高い余熱除去系を MSPI 対象とする。

添 (2) -2

表 2 MSPI 対象システムの選定結果の例 (BWR)

選定理由 系統名		①設計基準事故対処設備	②動的機器 ^{※1} を含む系統	③リスクへの影響が大きいと考えられる系統	④保安規定において許容待機除外時間 (AOT) が設定されている系統 ^{※2}	MSPI 評価対象系統 ^{※3}
原子炉停止機能	水圧制御ユニット	○	×	○	△ (8h)	×
	原子炉保護系	○	×	○	×	×
	代替制御棒挿入 (ARI)	×	×	○	△ (8h)	×
	再循環ポンプトリップ (RPT)	×	×	○	○ (10day)	×
	ほう酸水注入系	○	○ (SLC ポンプ)	○	△ (8h)	×
原子炉注水機能	高圧炉心注水系	○	○ (HPCF ポンプ)	○	○ (10day)	○
	原子炉隔離時冷却系	○	○ (RCIC ポンプ)	○	○ (10day)	○
	残留熱除去系	○	○ (RHR ポンプ)	○	○ (10day)	○ ^{※4}
崩壊熱除去機能	給水系	×	○ (M/D-RFP ポンプ)	○	×	×
	原子炉格納容器ベント	×	×	○	×	×
サポート機能	非常用交流電源	○	○ (非常用 D/G)	○	○ (10day)	○ ^{※5}
	非常用直流電源	○	×	○	○ (10day)	×
	原子炉補機冷却水系	○	○ (RCW ポンプ)	○	○ (10day)	○
	原子炉補機冷却海水系	○	○ (RSW ポンプ)	○	○ (10day)	○

※1 ここでは、電動ポンプ等の使命時間中の継続運転が必要な機器を動的機器と定義する。

※2 AOT が 1 日未満の場合は、待機除外時にプラントの運転を継続する可能性が低いいため、MSPI 対象外とする。

※3 ①～④の全てに該当する場合は、MSPI 対象系統として抽出する。

※4 BWR5 の低圧注水設備 (RHR (C) (LPCI (C)), LPCS) については、多重化が図られており、リスクへの影響が小さいため、MSPI 対象系統としない。

※5 BWR5 の D/G (H) については、HPCS のみのサポート系のため、非常用交流電源ではなく HPCS に分類する。

添 (2) -3

(余白)

添(2)–4

安全系の機能故障件数としてカウントする LCO 対象条文 (PWR プラントの例)

条文	LCO 条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEA4611/4612 機能	JEA4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 20 条	停止余裕	停止余裕は、異常な過渡変化や事故時において炉心を十分な未臨界状態に保つために炉心が有している停止能力の余裕を制限している。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能 2) 未臨界維持機能	○	(1) 原子炉の緊急停止機能 (MS-1) (2) 未臨界維持機能 (MS-1)	(1) 制御棒 (当該系) (2) 制御棒 (当該系)
第 21 条	臨界ボロン濃度	臨界ボロン濃度は、直接炉心反応度を表す指標である臨界ボロン濃度を対象として、その値が設計と実測とで乖離していないことを制限している。その乖離が制限値以内であれば反応度異常とは見なされず、炉心設計で使用された核設計手法の妥当性が確認され、それに伴う安全解析の前提条件が有効であることが保証される。予測される臨界ボロン濃度の曲線から測定値が逸脱しているときは、設計解析や計算方法に不備があるか炉心状態が異常であることを示している。	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破壊を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能		—	—
第 22 条	減速材温度係数	減速材温度係数は、炉心に対して固有の出力抑制特性を持たせるために、減速材温度係数が負であることを制限している。減速材温度係数が負であれば、仮に 1 次冷却材温度が上昇したとしても反応度が減少し、結果的には 1 次冷却材温度が低下する。また、減速材温度係数が負側に大きくなると、1 次冷却材温度が低下した際に、過大な正の反応度が追加される。	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破壊を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能		—	—
第 23 条	制御棒動作機能	制御棒動作機能は、制御棒動作機能の健全性 (反応度制御能力 / 原子炉停止系の停止能力) を確保することを目的としている。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能 2) 未臨界維持機能	○	(1) 原子炉の緊急停止機能 (MS-1) (2) 未臨界維持機能 (MS-1)	(1) 制御棒 (当該系) (2) 制御棒 (当該系)
第 24 条	制御棒の挿入限界	制御棒の挿入限界は、これ以上制御棒を挿入すると、必要な停止余裕が確保 (制御棒挿入深さが深くなると、停止余裕が減少) できなくなる制御棒位置を挿入限界として制限している。これにより、出力分布の平坦化と停止余裕の確保及び制御棒クラスが飛び出し事故時の追加反応度の抑制を遵守することを目的とする。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能 2) 未臨界維持機能	○	(1) 原子炉の緊急停止機能 (MS-1) (2) 未臨界維持機能 (MS-1)	(1) 制御棒 (当該系) (2) 制御棒 (当該系)
第 25 条	制御棒位置指示	制御棒位置指示は、第 23 条 (制御棒動作機能) で定める運転上の制限を満足していることを確認するために必要であり、制御棒位置指示装置及びステップカウンタが動作可能であることを制限している。	MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2 とあわせて、事象を緩和する構築物、系統及び機器 2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	2) 出力上昇の抑制機能 (情報提供系) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能 (情報提供系)	○	出力上昇の抑制機能 (MS-3) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能 (MS-3)	制御棒位置 (情報提供系) 事故時監視装置の一部・制御棒位置 (情報提供系)
第 26 条	炉物理検査 - モード 1-	炉物理検査 - モード 1- は、モード 1 炉物理検査で照合校正が終了するまでは、設計で期待する、炉外核装計による出力分布の監視ができないことから、炉内外核装計照合校正等を実施するモード 1 炉物理検査時の燃料健全性及びプラント安全性を確保するため、工学的に安全と判断される出力状態 (85%) を超過しないことを制限としている。原子炉熱出力を 85% 以下に制限しているのは、所定の検査が終了しない状態で全出力状態へ移行することを禁止するためであり、原子炉熱出力を 85% 以下に維持すれば、燃料健全性に問題が生ずることではない。	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破壊を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能		—	—
第 27 条	炉物理検査 - モード 2-	炉物理検査 - モード 2- は、代替炉心の安全性を確認するために実施するモード 2 炉物理検査が終了するまでのプラント安全性を確保するため、最低限必要な制限として停止余裕を確保するとともに、出力状態 (5% 以上) への移行を制限している。燃料は運転上の制限によって保護されており、安全解析で仮定された炉心の初期状態が維持される。	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破壊を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能		—	—
第 28 条	化学体積制御系 (ほう酸濃縮機能)	化学体積制御系 (ほう酸濃縮機能) は、化学体積制御系の機能のうち、ほう酸濃縮としての機能を規定することにより、制御棒による系とは独立した原子炉停止系の機能 (未臨界維持機能) を担保することを目的としている。化学体積制御系のほう酸濃縮機能により、制御棒による系とは独立した原子炉停止系の機能を確保することにより、万一、制御棒による系によっての原子炉停止が不可能な場合に化学体積制御系により原子炉を高温状態から未臨界に維持することを可能とする。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	2) 未臨界維持機能	○	未臨界維持機能 (MS-1)	化学体積制御設備の内ほう酸注入系 (当該系)

条文	LOO条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEAG4611/4612 機能	JEAG4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 29 条	原子炉熱出力	原子炉熱出力は、通常運転時の原子炉熱出力を制限範囲内に保ち、安全解析初期条件を逸脱していないことを担保することを目的としている。 連続して発生する蒸気発生器熱出力が100%を超えないことを運転上の制限とし、通常運転状態での熱的制限値及び安全解析の初期条件を逸脱しないようにする。 原子炉設置(変更)許可申請書では、原子炉定格熱出力(100%)を定め申請し、許可を受けている。この原子炉定格熱出力を通常運転状態の最大出力として、通常運転状態での熱的制限値、安全解析の初期条件が設定され、安全性を確認評価して認可を受けている。したがって、原子炉の運転は原子炉定格熱出力(100%)以下に制限する必要がある。	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能		—	—
第 30 条	熱流束熱水路係数 ($F_D(Z)$)	熱流束熱水路係数は、熱流束熱水路係数を制限することにより、通常運転時の最大線出力密度を制限し、安全解析初期条件を逸脱していないことを担保することを目的としている。 通常運転中の最大線出力密度を制限することにより、安全解析で仮定している各事象発生前の初期条件を守り、各事象の解析結果の有効性が確保される。	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能		—	—
第 31 条	核的エンタルピ上昇熱水路係数 (F_{AHL}^N)	核的エンタルピ上昇熱水路係数は、核的エンタルピ上昇熱水路係数 (F_{AHL}^N) を制限することにより、通常運転時のDNB比(限界熱流束比)が設計基準値を満足すること、及び安全解析初期条件を逸脱していないことを担保することを目的としている。 燃料許容設計境界の1つは「最小DNBRが許容限界値以上」であり、最小DNBRは実際の熱流束とDNB熱流束の比で定義される。 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に於いて最小DNBRが許容限界値以上になるように、炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比である F_{AHL}^N に制限値を設定している。	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能		—	—
第 32 条	軸方向中性子束出力偏差	軸方向中性子束出力偏差は、軸方向出力分布の歪み量を制限することにより、熱流束熱水路係数 ($F_D(Z)$) の制限及び事故解析の初期条件を逸脱していないことを担保することを目的としている。 本案により、炉内核計装による測定間の熱流束熱水路係数 ($F_D(Z)$) (第30条) が制限を満足することを担保している。	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能		—	—
第 33 条	1/4 炉心出力偏差	1/4 炉心出力偏差は、1/4炉心出力偏差を制限することにより、第32条(軸方向中性子束出力偏差)の規定とあわせて、通常運転時の出力分布制限 (F_{AHL}^N 及び $F_D(Z)$) 設計基準値を満足すること、及び安全解析初期条件を逸脱していないことを担保することを目的としている。 1/4炉心出力偏差が変化することによって F_{AHL}^N 及び $F_D(Z)$ も変化するが、この変化量が F_{AHL}^N 及び $F_D(Z)$ の不確定性や運転余裕の範囲内で収まるように運転上の制限を決定している。	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能		—	—

条文	LOO条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEAG4611/4612 機能	JEAG4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 34 条	計測および制御設備 (原子炉保護系計装)	原子炉保護系計装は、運転時の異常な過渡変化時又は事故時に、工学的安全施設の作動とあいまって燃料の許容設計限界、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器圧力バウンダリを保護するため原子炉保護系を作動させ、原子炉を停止させる機能を確保(この機能確保のために、原子炉の運転状態に応じて各検出要素の動作設定値並びに動作可能であるべき所要チャンネル数及び系統数を運転上の制限として定めている。)する。	MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1) 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	○	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 (MS-1)	安全保護回路 (直接作動系)
	計測および制御設備 (工学的安全施設等作動計装)	工学的安全施設等作動計装は、原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断等に際して、炉心の冷却を行い原子炉格納容器バウンダリを保護し、発電所周辺の一般公衆の安全を確保するための設備を作動させる機能を確保(この機能確保のために、原子炉の運転状態に応じて各検出要素の動作設定値並びに動作可能であるべき所要チャンネル数及び系統数を運転上の制限として定めている。)する。	MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1) 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	○	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 (MS-1)	安全保護回路 (直接作動系)
	計測および制御設備 (事故時監視計装)	事故時監視計装は、事故時において、事故の状態を把握し対策を講じるために必要なパラメータを監視できる機能を確保(この機能確保のために、原子炉の運転状態に応じて動作可能であるべき所要チャンネル数を運転上の制限として定めている。)する。	MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	○	事故時のプラント状態の把握機能 (MS-2)	原子炉停止、炉心冷却、放射性物質閉じ込めの機能を監視するのに最小限必要なもの (情報提供系)
	計測および制御設備 (ディーゼル発電機起動計装)	ディーゼル発電機起動計装は、外部電源が完全に喪失した場合に、原子炉を安全に停止するために必要な電源を供給し、更に、工学的安全施設作動のための電源も供給するため、ディーゼル発電機を自動的に起動させる機能を確保(この機能確保のために、原子炉の運転状態に応じて各検出要素の動作設定値並びに動作可能であるべき所要チャンネル数及び系統数を運転上の制限として定めている。)する。	MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1) 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	○	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 (MS-1)	安全保護回路 (直接作動系)
	計測および制御設備 (中央制御室非常用循環系計装)	中央制御室非常用循環系計装は、事故時に運転員が中央制御室に接近し、又はとどまって所要の操作及び措置がとれるよう、中央制御室非常用循環系を作動させる機能を確保(この機能確保のために、原子炉の運転状態に応じて動作可能であるべき所要チャンネル数及び系統数を運転上の制限として定めている。)する。	MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1) 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	○	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 (MS-1)	安全保護回路 (直接作動系)
	計測および制御設備 (中央制御室外原子炉停止装置)	中央制御室外原子炉停止装置は、何らかの原因で中央制御室にとどまることができない場合に、原子炉を停止し、高温停止状態に維持し、必要に応じて低温停止状態に導くための必要な機器のうち、原子炉の高温停止時に操作頻度が高いか、操作が時間的に急を要する機器の操作が行えるとともに必要最小限のパラメータの監視を行える機能を確保(この機能確保のために、原子炉の運転状態に応じて動作可能であるべき対象機器の操作機能及びプラントの監視機能を運転上の制限として定めている。)する。	MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	3) 制御室外からの安全停止機能	○	制御室外からの安全停止機能 (MS-2)	制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの) (直接作動系)
	計測および制御設備 (燃料落下および燃料建屋空気浄化系計装)	燃料落下および燃料建屋空気浄化系計装は、燃料集合体の落下が発生した場合に、発電所周辺の一般公衆の安全を確保するため、燃料建屋空気浄化系を作動させる機能を確保(この機能確保のために、原子炉の運転状態に応じて動作可能であるべき所要チャンネル数及び系統数を運転上の制限として定めている。)する。	MS-2	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	2) 放射性物質放出の防止機能	○	放射性物質放出の防止機能 (MS-2)	燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系の操作回路 (直接作動系)

条文	LOO条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEAG4611/4612 機能	JEAG4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 35 条	DNB比	DNB比は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料被覆管の熱的損傷を防止するためにDNB比を制限値範囲内に保つことを目的としている。	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構造物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能		—	—
第 36 条	1次冷却材の温度・圧力および1次冷却材温度変化率	1次冷却材の温度・圧力および1次冷却材温度変化率は、原子炉冷却材圧力バウンダリを非延性破壊及び疲労破壊等から防止するための運転制限条件を遵守することを目的としている。 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する原子炉容器は、高速中性子照射による材料の脆化によって起こる非延性破壊及び疲労破壊等を防止するため、通常の1次冷却系の加熱・冷却時において、1次冷却材温度・圧力の運転上の制限を規定している。	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構造物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能		—	—
第 37 条	1次冷却系 — モード3	1次冷却系 — モード3は、モード3における炉心の残留熱等を除去するために、蒸気発生器による除熱機能を保つことを目的としている。 蒸気発生器による除熱機能は、必要な1次冷却材ループに対する蒸気発生器が保水水位計で計器スパンの5%以上であること及び原子炉容器と蒸気発生器を通して1次冷却材を循環させる機能が確保されていることを確認することによって検証される。(1次系冷却材ポンプが運転中であることを確認する。)	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	4) 原子炉停止後の除熱機能	○	原子炉停止後の除熱機能 (MS-1)	蒸気発生器 (当該系)
			PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構造物、系統及び機器	2) 原子炉冷却材の循環機能		原子炉冷却材の循環機能 (PS-3)	1次冷却材ポンプ
第 38 条	1次冷却系 — モード4	1次冷却系 — モード4は、モード4における炉心の残留熱等を除去するために、蒸気発生器又は余熱除去系による除熱機能を保つことを目的としている。 運転上の制限を満足していることを確認するため、余熱除去ポンプ又は1次冷却材ポンプのうち1台が運転中であること及び1次冷却材ポンプが運転中である場合は、その1次冷却材ループの蒸気発生器の水位 (狭域) が計器スパンの5%以上であることを1日に1回確認しなければならない。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	4) 原子炉停止後の除熱機能	○	原子炉停止後の除熱機能 (MS-1)	蒸気発生器 (当該系) 余熱除去系 (当該系)
			PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構造物、系統及び機器	2) 原子炉冷却材の循環機能		原子炉冷却材の循環機能 (PS-3)	1次冷却材ポンプ
第 39 条	1次冷却系 — モード5 (1次冷却系満水)	1次冷却系 — モード5 (1次冷却系満水) は、原子炉の炉心からの核分裂生成物前熱熱と他の残留熱の除去等、モード5 (1次冷却系満水) における炉心の残留熱等を除去するために、蒸気発生器又は余熱除去系による除熱機能を保つことを目的としている。 モード5 (1次冷却系満水) では、炉心の前熱熱が比較的小さいことにより、蒸気発生器による除熱系については、蒸気発生器の水位のみを規定し、1次冷却材ポンプに対する要求はない。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	4) 原子炉停止後の除熱機能	○	原子炉停止後の除熱機能 (MS-1)	蒸気発生器 (当該系) 余熱除去系 (当該系)
第 40 条	1次冷却系 — モード5 (1次冷却系非満水)	1次冷却系 — モード5 (1次冷却系非満水) は、モード5 (1次冷却系非満水) 状態における炉心の残留熱等を除去するために、余熱除去系による除熱機能を保つことを目的としている。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	4) 原子炉停止後の除熱機能	○	原子炉停止後の除熱機能 (MS-1)	余熱除去系 (当該系)
第 41 条	1次冷却系 — モード6 (キャビティ高水位)	1次冷却系 — モード6 (キャビティ高水位) は、モード6 (キャビティ高水位) における炉心の残留熱等を除去するために、余熱除去系による除熱機能を保つことを目的としている。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	4) 原子炉停止後の除熱機能	○	原子炉停止後の除熱機能 (MS-1)	余熱除去系 (当該系)
第 42 条	1次冷却系 — モード6 (キャビティ低水位)	1次冷却系 — モード6 (キャビティ低水位) は、モード6 (キャビティ低水位) における炉心の残留熱等を除去するために、余熱除去系による除熱機能を保つことを目的としている。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	4) 原子炉停止後の除熱機能	○	原子炉停止後の除熱機能 (MS-1)	余熱除去系 (当該系)
第 43 条	加圧器	加圧器 (加圧器は通常時、容量の約80%が液相で他は気相で構成されており、通常の負荷変化に伴う1次冷却材の熱膨張や収縮によって引き起こされる圧力変化を制限するとともに、最高使用圧力を超えないよう1次冷却系圧力を規定値に保つため、加圧器水位及び加圧器一列について制限する必要がある) は、通常運転時において、1次冷却系の過圧事象の影響を抑えるとともに、1次冷却系の圧力を一定に保持することとを担保することを目的としている。	MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構造物、系統及び機器	2) 異常状態の緩和機能	○	異常状態の緩和機能 (MS-2)	加圧器遠がし弁 (手動開閉機能) (当該系) 加圧器後備ヒータ (当該系) 加圧器遠がし元弁 (閉機能) (当該系)
第 44 条	加圧器安全弁	加圧器安全弁は、加圧器安全弁の機能が確保されることによって、運転時の異常な過渡変化時において1次冷却材の圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に抑えることを目的としている。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	○	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 (MS-1)	加圧器安全弁 (安全弁開機能) (当該系)
			PS-2	2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構造物、系統及び機器	1) 安全弁及び遠がし弁の吹き止まり機能		安全弁及び遠がし弁の吹き止まり機能 (PS-2)	加圧器安全弁 (吹き止まり機能) (当該系)

条文	LOO条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEAG4611/4612 機能	JEAG4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 45 条	加圧器逃がし弁	加圧器逃がし弁は、加圧器逃がし弁の開閉機能が確保されることにより、1次冷却系の過圧防護、蒸気発生器伝熱管破損時の影響緩和機能等を担保することを目的としている。 加圧器逃がし弁の自動制御として、加圧器逃がし弁の吹き出し圧力は過圧防護のため加圧器安全弁より低い圧力で自動的に開くように設定。 吹き止まり圧力は1次冷却材の放出防止により設定。	MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	2) 異常状態の緩和機能	○	異常状態の緩和機能(MS-2)	加圧器逃がし弁(当該系)
			MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能		原子炉圧力上昇の緩和機能(MS-3)	加圧器逃がし弁(自動操作)
			PS-2	2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、系統及び機器	1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能		安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能(PS-2)	加圧器逃がし弁(吹き止まり機能に関連する部分)
第 46 条	低温過加圧防護	低温過加圧防護は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する原子炉容器は、高速中性子照射による材料の脆化によって起こる非延性破壊を防止するため、1次冷却材が低温である時の原子炉冷却材圧力バウンダリの過加圧に係る機器に対して運転上の制限を規定している。 加圧器逃がし弁、加圧器逃がし弁元弁及び加圧器安全弁は1次冷却系の圧力を逃がす機能をもつ機器として台数及び状態について運転上の制限を定めている。(2台の加圧器逃がし弁が低圧設定で動作可能であること)	MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	2) 異常状態の緩和機能	○	異常状態の緩和機能(MS-2)	加圧器逃がし弁(当該系)
			MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能		原子炉圧力上昇の緩和機能(MS-3)	加圧器逃がし弁(自動操作)
第 47 条	1次冷却材漏えい率	1次冷却材漏えい率は、1次冷却材の原子炉格納容器内への漏えい率を監視する機能を確保し、かつ監視を行うことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリから1次冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを速やかに、かつ、確実に検出することを可能とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を担保することを目的としている。 このうち、1次冷却材の原子炉格納容器内への漏えい率を監視する機能の確保については、原子炉格納容器サンプ水位計または凝縮液量測定装置が動作可能であることにより確保される。	MS-3	2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(情報提供系)	○	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(MS-3)	原子炉格納容器の状態(情報提供系)
			PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破壊を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能		原子炉冷却材圧力バウンダリ機能(PS-1)	原子炉容器 他
			PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	5) プラント計測・制御機能(安全保護機能を除く。)		プラント計測・制御機能(安全保護機能を除く。)(PS-3)	凝縮液量測定装置 格納容器サンプ水位上昇率測定装置
第 48 条	蒸気発生器細管漏えい監視	蒸気発生器細管漏えい監視は、蒸気発生器細管漏えい監視の機能を確保し、かつ、監視を行うことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する蒸気発生器細管から1次冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを速やかに、かつ、確実に検出することを可能とし、蒸気発生器細管の健全性を確保することを目的としている。 このうち、蒸気発生器細管漏えい監視の機能の確保については、復水器空気抽出器ガスモニタ、蒸気発生器ブローダウン水モニタおよび高濃度型主蒸気管モニタが動作可能であることにより確保される。	MS-3	2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(情報提供系)	○	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(MS-3)	復水器球気放射性物質濃度(情報提供系) 蒸気発生器ブローダウン水放射性物質濃度(情報提供系) 主蒸気配管放射性物質濃度(情報提供系)
			PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破壊を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能		原子炉冷却材圧力バウンダリ機能(PS-1)	蒸気発生器
第 49 条	余熱除去系への漏えい監視	余熱除去系への漏えい監視は、余熱除去系隔離弁の機能を確保(原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性)することにより、1次冷却系から余熱除去系への漏えいを防止し、格納容器外での1次冷却材の漏えいが発生することを防止することを目的としている。	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破壊を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能		原子炉冷却材圧力バウンダリ機能(PS-1)	隔離弁(当該系)

条文	LOO条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEAG4611/4612 機能	JEAG4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 50 条	1次冷却材中のような素131濃度	1次冷却材中のような素131濃度は、原子炉設置(変更)許可申請書添付書類十の「事故」解析時における環境中への放射性物質の放出事故において、周辺公衆に対する実効線量が発電用軽水型原子炉施設の安全評価に随する審査指針の判断基準を運用し確保することを目的としている。 1次冷却材中のような素131濃度は、原子炉設置(変更)許可申請書添付書類十の事故解析のうち、蒸気発生器伝熱管破損において、1次冷却材中のような素131濃度として使用している値を運転上の制限としている。(本案による1次冷却材中のような素131濃度の制限により、燃料集合体としての健全性の確保を規定。この規定によって、事故時解析時の安全評価基準を満足することができる。) 原子炉設置(変更)許可申請書添付書類十の「事故」解析では、1次冷却材の放出によって放射性物質を環境中に放出することになるが、その許容レベルは、周辺公衆に対する発生事故当たりの実効線量を「安全評価指針」の判断基準(5mSv)以下に制限することを確認している。	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破壊を引き起こすおそれのある構造物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能		—	—
第 51 条	蓄圧タンク	蓄圧タンクは、原子炉冷却材喪失等が発生した場合に必要な炉心へのほう酸水注入機能を待機状態としておくことを目的としている。 原子炉冷却材喪失等の想定事象において炉心冷却の観点から蓄圧タンクの保持圧力、保有水量を解析条件として安全評価を行っており、この解析条件を担保するよう運転上の制限を設けている。また、蓄圧タンクのほう素濃度は、想定される事故等において未臨界維持の観点から、事故後の長期未臨界性評価を考慮して設定しており、これを担保するため運転上の制限を設けている。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	2) 未臨界維持機能 5) 炉心冷却機能	○	炉心冷却機能(MS-1)	蓄圧注入系(当該系)
第 52 条	非常用炉心冷却系—モード1、2および3—は、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系及び低圧注入系において、原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断等が発生した場合に必要な炉心冷却機能及びほう酸水注入による未臨界維持機能を待機状態としておくことを目的としている。	非常用炉心冷却系—モード1、2および3—は、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系及び低圧注入系において、原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断等が発生した場合に必要な炉心冷却機能及びほう酸水注入による未臨界維持機能を待機状態としておくことを目的としている。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	2) 未臨界維持機能 5) 炉心冷却機能	○	(1) 未臨界維持機能(MS-1) (2) 炉心冷却機能(MS-1)	(1) 非常用炉心冷却系の内ほう酸水注入系(当該系) (2) 高圧注入系(当該系) (3) 低圧注入系(当該系)
第 53 条	非常用炉心冷却系—モード4—	非常用炉心冷却系—モード4—は、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系及び低圧注入系において、モード4で原子炉冷却材が減少する事象が発生した場合に必要な炉心へのほう酸水注入機能を待機状態としておくことを目的としている。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	2) 未臨界維持機能 5) 炉心冷却機能	○	(1) 未臨界維持機能(MS-1) (2) 炉心冷却機能(MS-1)	(1) 非常用炉心冷却系の内ほう酸水注入系(当該系) (2) 高圧注入系(当該系) (3) 低圧注入系(当該系)
第 54 条	燃料取替用水タンク	燃料取替用水タンクは、非常用炉心冷却系及び原子炉格納容器スプレイ系による炉心等へのほう酸水注入のために必要な水源を確保することを目的としている。 燃料取替用水タンクの水量が、原子炉冷却材喪失等の炉心冷却確保の観点から、非常用炉心冷却系と原子炉格納容器スプレイ系の水源として、原子炉冷却材喪失後の注入時から再循環モードに移行するまでの間、十分確保できることを考慮し設定している。 また、燃料取替用水タンクのほう素濃度は、原子炉冷却材喪失等の事故後の長期未臨界性評価を考慮し設定している。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	2) 未臨界維持機能 5) 炉心冷却機能 6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	○	(1) 未臨界維持機能(MS-1) (2) 炉心冷却機能(MS-1) (3) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(MS-1)	(1) 燃料取替用水ビッド(当該系) (2) 燃料取替用水ビッド(当該系) (3) 燃料取替用水ビッド(当該系)
第 55 条	ほう酸注入タンク	ほう酸注入タンクは、原子炉冷却材喪失又は主蒸気管破断が発生した場合に必要な、原子炉を最終的に未臨界にするためのほう酸水注入機能を待機状態としておくことを目的としている。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	2) 未臨界維持機能	○	(1) 未臨界維持機能(MS-1)	(1) ほう酸注入タンク(当該系)
第 56 条	原子炉格納容器	原子炉格納容器は、原子炉冷却材喪失が発生した場合に必要な、放射性物質の外部放出を最小限に止めるための機能を待機状態としておくことを目的としている。 放射性物質の閉じ込め機能の確保に必要な原子炉格納容器の健全性を担保するため、運転上の制限を設けている。また、エアロック、隔離弁については格納容器隔離の観点から閉止可能であることを求めており、これを運転上の制限としている。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	○	放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(MS-1)	原子炉格納容器(当該系)
第 57 条	原子炉格納容器真空遮がし系	原子炉格納容器真空遮がし系は、原子炉格納容器スプレイ系の誤起動が発生した場合に必要な原子炉格納容器内部の過剰な真空を回避する機能を待機状態としておくことを目的としている。 一方、原子炉格納容器スプレイ系が誤作動した際に加わる急激な内圧低下に対して、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を維持するため、運転上の制限を設けている。	MS-3	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	○	放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(間接関連系)(MS-3)	真空遮がし弁(真空遮がし機能)(クラス3)(間接関連系)
第 58 条	原子炉格納容器スプレイ系	原子炉格納容器スプレイ系は、原子炉冷却材喪失が発生した場合に必要な原子炉格納容器内の圧力を最高使用圧力以下に保ち、かつ、原子炉格納容器内に放出された放射性無機物素を除去する機能を待機状態としておくことを目的としている。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	○	放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(MS-1)	格納容器スプレイ系(当該系)

添(3)-1-6

条 文	LCO条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEAG4611/4612 機能	JEAG4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 59 条	アニュラス空気浄化系	アニュラス空気浄化系は、原子炉冷却材喪失が発生した場合に必要な機能の1つとして、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした空気を浄化・再循環し、環境に放出される放射性物質の濃度を低減する機能を待機状態としておくことを目的としている。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	6)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	○	放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(MS-1)	アニュラス空気再循環設備(当該系)
第 60 条	アニュラス	アニュラスは、原子炉冷却材喪失時において、放射性物質は格納容器からアニュラスに漏えいするが、アニュラスは負圧に保持され、放射性物質の漏えいを防止することとしている。このため、アニュラスの負圧達成能力を維持する観点から運転上の制限事項を定めている。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	6)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	○	放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(MS-1)	アニュラス(当該系)
第 61 条	主蒸気安全弁	主蒸気安全弁は、主蒸気安全弁の機能を確保し、主蒸気系統を過渡の圧力上昇から保護すること、及び負荷喪失等の際にタービンバイパス系が使用できない場合に1次冷却系を冷却することを目的としている。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	4)原子炉停止後の除熱機能	○	原子炉停止後の除熱機能(MS-1)	主蒸気安全弁(当該系)
第 62 条	主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁は、主蒸気隔離弁の機能を確保することにより、主蒸気管破断時に破断ラインを隔離すること、及び蒸気発生器伝熱管破断時に破断蒸気発生器を他の健全な蒸気発生器から隔離することを目的としている。(健全な蒸気発生器による除熱機能の確保)	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	4)原子炉停止後の除熱機能	○	原子炉停止後の除熱機能(MS-1)	主蒸気隔離弁(当該系)
第 63 条	主給水隔離弁、主給水制御弁および主給水バイパス制御弁	主給水隔離弁、主給水制御弁及び主給水バイパス制御弁は、格納容器外側近傍、補助給水注入位置の上流に設置されており、2次系配管破断時において、蒸気発生器2次側の給水を2重隔離する機能を有し、非常用炉心冷却設備作動信号等により閉止する。また、これらの弁は手動で閉止させることも可能である。これらの弁が閉止した状態においても補助給水系により蒸気発生器に給水できる構成になっており、主給水隔離弁、主給水制御弁及び主給水バイパス制御弁を閉止することにより、蒸気発生器への給水は停止され、これらの弁の上流において発生した主給水管破断は収束するが、健全な蒸気発生器への補助給水による除熱能力は確保される。また、主給水隔離弁下流において発生した主給水管破断についても、これらの弁を閉止することにより緩和することが可能となる。さらに、主蒸気管破断時において、これらの弁を閉止することにより1次冷却系の適度な冷却を緩和する。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	4)原子炉停止後の除熱機能	○	原子炉停止後の除熱機能(MS-1)	(主給水系) ・蒸気発生器 ・主給水隔離弁 ・配管及び弁(蒸気発生器から主給水隔離弁の範囲)(当該系)
第 64 条	主蒸気遮がし弁	主蒸気遮がし弁は、モード1、2、3及び4(蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合)において、主蒸気遮がし弁の機能(手動での開弁ができること)を確保することで、蒸気発生器伝熱管破断時に1次系を冷却する機能を担保することを目的としている。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	4)原子炉停止後の除熱機能	○	原子炉停止後の除熱機能(MS-1)	主蒸気遮がし弁(手動遮がし機能)(当該系)
第 65 条	補助給水系	補助給水系は、モード1、2及び3において、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」が発生し主給水系による給水機能が喪失した場合でも、蒸気発生器により1次冷却系の除熱を行い事故を終止できるよう、全ての補助給水系が動作可能であることを運転上の制限としている。 モード4(蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合)においては、タービン動補助給水ポンプを駆動する十分な蒸気が確保できないこと及び除熱量を考慮し、電動補助給水ポンプによる1系統以上が動作可能であることを運転上の制限として定めている。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	4)原子炉停止後の除熱機能	○	原子炉停止後の除熱機能(MS-1)	補助給水系(当該系)
第 66 条	復水タンク	復水タンクは、復水タンクの機能を確保することにより、補助給水が必要となる異常事象発生時における前壊熱除去機能及び原子炉の冷却機能を担保することを目的としている。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	4)原子炉停止後の除熱機能	○	原子炉停止後の除熱機能(MS-1)	復水ビット(当該系)
第 67 条	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系は、原子炉補機冷却水系の機能を確保することにより、安全系統備から発生する熱を除去することを目的としている。 外部電源喪失等の運転時の異常な過渡変化時及び原子炉冷却材喪失(LOCA)等の事故時においても安全上必要な原子炉補機を冷却するのに十分な冷却能力をもっている。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機能	○	安全上特に重要な関連機能(MS-1)	原子炉補機冷却水系(当該系)
第 68 条	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水系は、原子炉補機冷却海水系の機能を確保することにより、安全系統備から発生する熱を除去することを目的としている。 外部電源喪失等の運転時の異常な過渡変化時及び原子炉冷却材喪失(LOCA)等の事故時においても、安全上必要な補機への冷却海水を確保し得るよう設計する。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機能	○	安全上特に重要な関連機能(MS-1)	原子炉補機冷却海水系(当該系)
第68条の2	津波防護施設	取水路防潮ゲートは、防潮壁、ゲート落下機構(電源系及び制御系を含む。)及びゲート本体等が構成され、敷地への遡上のおそれのある津波襲来前に遠隔閉止を確実に実施するため、重要安全施設(MS-1)として設計する。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機能	○	安全上特に重要な関連機能(MS-1)	(例示記載なし)

条文	LOO条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEAG4611/4612 機能	JEAG4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 69 条	制御用空気系	制御用空気系は、空気作動弁、制御器及び計測器等に清浄で乾燥した圧縮空気をMS-1関連補機へ供給する機能を担保する。	MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	○	安全上特に重要な関連機能 (MS-1)	制御用圧縮空気設備 (当該系)
第 70 条	中央制御室非常用循環系	中央制御室非常用循環系は、事故時に運転員等の内部被ばくを防止するため、中央制御室エリアの空気を再循環して浄化するものであり、微粒子フィルタ、よう素フィルタ、ファン、ダクト、ダンパ、計装等で構成され、これらは安全上重要なその他の構築物、系統及び機器に区分される。	MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	○	安全上特に重要な関連機能 (MS-1)	中央制御室換気空調系 (放射線防護機能及び有毒ガス防護機能) (当該系)
第 71 条	安全補機室空気浄化系	安全補機室空気浄化系は、原子炉冷却材喪失 (LOCA) 時の再循環モード時に安全補機室 (格納容器スプレイポンプ室、余熱除去ポンプ室等) に漏えいする放射性物質を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させるための安全補機室空気浄化系の機能を確保することを目的としている。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止 (LOCA) 時の再循環モード時に安全補機室 (格納容器スプレイポンプ室、余熱除去ポンプ室等) に漏えいする放射性物質を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させるための安全補機室空気浄化系の機能を確保することを目的としている。	6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	○	放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 (MS-1)	安全補機室空気浄化系 (当該系)
第 72 条	燃料取扱建屋空気浄化系	燃料取扱建屋空気浄化系は、使用済燃料ピットにおける燃料集合体の落下時に燃料取扱建屋に漏えいする放射性物質を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させるための燃料取扱建屋空気浄化系の機能を確保することを目的としている。	MS-2	1) PS-2 の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	2) 放射性物質放出の防止機能	○	放射性物質放出の防止機能 (MS-2)	燃料集合体落下事故時放射能低減空調系 (当該系)
第 73 条の 3	外部電源 (3号炉および4号炉)	外部電源は、外部電源の機能を確保することにより、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を確保することを目指すとしている。 安全設計審査指針の規定に従い、重要度の特に高い安全機能を有する外部電源系 (電力系統又は主発電機) 及び非常用所内電源系が設けられている。外部電源系及び非常用所内電源系は、いずれか一方が動作しないと仮定しても工学的安全施設等の重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器を動作させるのに必要な電力を供給できる能力を有している。 なお、工学的安全施設の動作を期待している事故については、外部電源が利用できない場合を考慮して解析を行っている。	PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1 及び PS-2 以外の構築物、系統及び機器	4) 電源供給機能 (非常用を除く。)		電源供給機能 (非常用を除く。)(PS-3)	送電線 (当該系) 開閉所 (母線ノード断器ノード断器ノード断器) (当該系)
第 74 条	ディーゼル発電機 モード1、2、3および4ー	ディーゼル発電機 モード1、2、3および4ーは、モード1、2、3及び4において、非常用所内電源であるディーゼル発電機の機能を確保することにより、外部電源の機能喪失時に、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を確保することを目的としている。	MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	○	安全上特に重要な関連機能 (MS-1)	ディーゼル機関 (当該系) / 発電機 (当該系)
第 75 条	ディーゼル発電機 モード1、2、3および4以外ー	ディーゼル発電機 モード1、2、3および4以外ーは、モード1、2、3及び4以外において、ディーゼル発電機の機能を確保することにより、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を確保することを目的としている。	MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	○	安全上特に重要な関連機能 (MS-1)	ディーゼル機関 (当該系) / 発電機 (当該系)
第 76 条	ディーゼル発電機の燃料油、潤滑油および始動用空気	ディーゼル発電機の燃料油、潤滑油および始動用空気は、外部電源の機能喪失時に、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を確保するため、ディーゼル発電機の起動及び運転に必要な燃料油、潤滑油及び始動用空気系の所要能力を確保することを目的としている。	MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	○	安全上特に重要な関連機能 (MS-1)	ディーゼル機関 (当該系) / 発電機 (当該系)
第 77 条	非常用直流電源 モード1、2、3および4ー	非常用直流電源 モード1、2、3および4ーは、モード1、2、3及び4において、非常用直流電源の機能を確保することにより、重要度の特に高い安全機能を有する系統及び機器に、直流電源の供給を可能にすることを目的としている。	MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	○	安全上特に重要な関連機能 (MS-1)	直流電源系 (当該系)
第 78 条	非常用直流電源 モード5、6および照射済燃料移動中ー	非常用直流電源 モード5、6および照射済燃料移動中ーは、モード5、6及び照射済燃料移動中において、非常用直流電源の機能を確保することにより、重要度の特に高い安全機能を有する系統及び機器の安全機能を確保することを目的としている。	MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	○	安全上特に重要な関連機能 (MS-1)	直流電源系 (当該系)
第 79 条	所内非常用母線 モード1、2、3および4ー	所内非常用母線 モード1、2、3および4ーは、モード1、2、3及び4において、非常用所内電源系を構成する所内非常用母線の受電を確保することにより、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を確保することを目的としている。	MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	○	安全上特に重要な関連機能 (MS-1)	発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路 (当該系)
第 80 条	所内非常用母線 モード5、6および照射済燃料移動中ー	所内非常用母線 モード5、6および照射済燃料移動中ーは、モード5、6及び照射済燃料移動中において、非常用所内電源系を構成する所内非常用母線の受電を確保することにより、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を確保することを目的としている。	MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	○	安全上特に重要な関連機能 (MS-1)	発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路 (当該系)

条文	LOO条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEAG4611/4612 機能	JEAG4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 81 条	1次冷却材中のほう素濃度 —モード6—	1次冷却材中のほう素濃度 —モード6—は、燃料取替え時に炉心を臨界未満に維持するための1次冷却材中のほう素濃度を運転上の制限として定めている。	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破壊を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能		—	—
第 82 条	原子炉キャビティ水位	原子炉キャビティ水位は、原子炉格納容器内での燃料移動中において、原子炉キャビティ水位を本条で定める水位以上に確保することにより、使用済燃料ピット内での「燃料集合体の落下」時に核分裂生成物の放出を制限することを目的としている。	PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破壊を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	3) 燃料を安全に取り扱う機能		燃料を安全に取り扱う機能(PS-2)	燃料取替キャナル、原子炉キャビティ(直接関連系)
第 83 条の2	原子炉格納容器貫通部(3号炉および4号炉)	原子炉格納容器貫通部は、原子炉格納容器貫通部の状態を確認することにより、燃料移動中の燃料集合体の落下時における核分裂生成物の環境への放出の制限を目的としている。 燃料移動中については、原子炉格納容器貫通部を閉止することにより、燃料集合体の落下時における核分裂生成物の環境への放出を低減する。原子炉格納容器貫通部の閉止とは、すべての考え得る放出路が閉止していること、又は、閉止できることを意味する。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	○	放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(MS-1)	貫通部(ベネレーション)(当該系)
第 84 条	使用済燃料ピットの水位および水温	使用済燃料ピットの水位および水温は、使用済燃料ピットの水位を制限することにより、「燃料集合体の落下」時に環境への放射線放出量を抑制することを担保するとともに、使用済燃料ピットの温度を制限することにより、コンクリートの長期的な健全性を確保することを目的としている。	PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破壊を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能		原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能(PS-2)	使用済燃料ピット(使用済燃料ラックを含む)(当該系)

(余白)

添付書類 (3) -2

安全系の機能故障件数としてカウントする LCO 対象条文 (BWR プラントの例)

条文	LCO 条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEAG4611/4612 機能	JEAG4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 19 条	停止余裕	停止余裕は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換において、最大反応度値を有する制御棒が本が挿入されない場合でも他の全ての動作可能な制御棒により原子炉を常に低温で臨界未満に維持できることを運転上の制限で規定している。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パンプタリ通過を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能 2) 未臨界維持機能	○	(1) 原子炉の緊急停止機能 (MS-1) (2) 未臨界維持機能 (MS-1)	(1) 制御棒 (当該系) (2) 制御棒 (当該系)
第 20 条	反応度監視	反応度管理は、原子炉の状態が運転において異常な過渡変化が発生しても、燃料の許容設計限界を超えることがないように、反応度制御可能性の確認に用いた核設計手法の妥当性を判断する目的で、運転時の監視値が計算コードの予測範囲内であることを確認することを運転上の制限で規定している。	PS-1	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は、 (b) 燃料の大量の破壊を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能		—	—
第 21 条	制御棒の動作確認	制御棒の動作確認は、原子炉停止機能並びに反応度制御機能を有する制御棒の動作性に関する維持基準を定めるとともに、維持基準を満たすことができない場合に講ずるべき措置を定めることを目的とする。	PS-1	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は、 (b) 燃料の大量の破壊を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	2) 過剰反応度の印加防止機能	○	(1) 過剰反応度の印加防止機能 (PS-1) (2) 原子炉の緊急停止機能 (MS-1) (3) 未臨界維持機能 (MS-1)	(1) 制御棒カップリング、制御棒駆動機構カップリング、制御棒駆動機構ラッチ機構 (当該系) (2) 制御棒、制御棒駆動機構 (当該系) (3) 制御棒、制御棒カップリング、制御棒駆動機構カップリング (当該系)
			MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パンプタリ通過を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能 2) 未臨界維持機能			
第 22 条	制御棒のスクラム機能	制御棒のスクラム機能は、運転時の異常な過渡変化時に、燃料の許容設計限界を超えることなく原子炉を臨界未満にでき、かつ、維持するのに必要な条件 (スクラム機能) として運転上の制限を定めている。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パンプタリ通過を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能 2) 未臨界維持機能	○	(1) 原子炉の緊急停止機能 (MS-1) (2) 未臨界維持機能 (MS-1)	(1) 制御棒、制御棒駆動機構 (当該系) (2) 制御棒、制御棒カップリング、制御棒駆動機構カップリング (当該系)
第 23 条	制御棒の操作	制御棒の操作は、原子炉の状態が運転及び起動において異常な過渡変化が発生しても、燃料の許容設計限界を超えることがなく、かつ、事故が発生しても燃料エンタルピーの最大値が制限値を超えることがないように、事前に制御棒操作手順を定め、その手順に従って操作することを運転上の制限として規定している。	PS-1	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は、 (b) 燃料の大量の破壊を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	2) 過剰反応度の印加防止機能		(1) 過剰反応度の印加防止機能 (PS-1)	(1) 制御棒カップリング、制御棒駆動機構カップリング、制御棒駆動機構ラッチ機構 (当該系)
第 24 条	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系は、制御棒と独立した原子炉停止系のほう酸水注入系についての維持基準を定めるとともに、維持基準を満たすことができない場合に講ずるべき措置を定めることを目的とする。 ほう酸水注入系は、原子炉の状態が運転及び起動において、万一、制御棒挿入不能事態が生じたとしても、高温待機状態又は高温運転状態から、高温状態並びに低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持することを可能とする。	MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パンプタリ通過を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	2) 未臨界維持機能	○	(1) 未臨界維持機能 (MS-1)	(1) ほう酸水注入系 (当該系)
第 25 条	原子炉熱的制限値	原子炉熱的制限値は、原子炉熱出力が 30% 以上に於いて「運転時の異常な過渡変化」が発生した際にも、燃料の熱的損傷、機械的損傷を防止するため、最小限出力比と燃料棒最大線出力密度に係る運転上の制限を定めるとともに、本制限を満たすことができない場合に講ずるべき措置を定めることを目的とする。	PS-1	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は、 (b) 燃料の大量の破壊を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能		—	—
第 26 条	原子炉熱出力および炉心流量	原子炉熱出力および炉心流量は、通常運転時の原子炉熱出力を制限範囲内に保ち、安全解析初期条件を逸脱していないことを担保することを目的とする。保安規定で定める運転領域は、原子炉設置 (変更) 許可申請書記載の運転特性図で示されている定格出力線、安定性制限曲線、設計流量制御曲線を包含したものである。これらの曲線は、過渡解析及び安定性解析の解析点選定の前提となっていることから、運転上の制限として設定したものである。	PS-1	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は、 (b) 燃料の大量の破壊を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能		—	—

条文	LOO条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEA G4611/4612 機器	JEA G4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 27 条	計測および制御設備 (原子炉保護系計装)	原子炉保護系計装は、原子炉の安全性を損なう恐れのある異常な過渡変化及び事故時に、異常を検知し、原子炉保護(原子炉スクラム)系を起動させ、原子炉の安全性を確保するため、原子炉の状態に応じて各要素の動作すべき設定値及び動作可能であるべきチャンネル数を運転上の制限として規定している。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1)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)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(MS-1)	(1)安全保護回路(直接作動系)
第 27 条	計測および制御設備 (起動領域モニタ(中性子源領域)計装)	起動領域モニタ計装は、核分裂電離箱、前置増幅器、信号処理装置等から構成され、原子炉停止時及び起動時の中性子束及び原子炉周期を測定するとともに、これらの異常を検知し、原子炉スクラムあるいは制御棒引抜阻止信号を発信することを目的に施設される。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1)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)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(MS-1)	(1)安全保護回路(直接作動系)
第 27 条	計測および制御設備 (非常用炉心冷却系計装)	非常用炉心冷却系計装は、原子炉の異常な状態を検知し、非常用炉心冷却系を自動的に起動させ、炉心が著しい損傷に至ることなく適切に冷却され、周辺公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを担保するため、原子炉の状態に応じて各要素の動作すべき設定値及び動作可能であるべきチャンネル数を運転上の制限として規定している。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1)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)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(MS-1)	(1)非常用炉心冷却系作動(直接作動系)
第 27 条	計測および制御設備 (格納容器隔離系計装)	格納容器隔離系計装は、原子炉の異常な状態を検知し、主蒸気隔離弁及び格納容器隔離弁を自動的に閉止させ、原子炉格納容器を隔離することにより放射性物質の環境への放出を抑制し、周辺公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを担保するために、原子炉の状態に応じて各要素の動作すべき設定値及び動作可能であるべきチャンネル数を運転上の制限として規定している。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1)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)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(MS-1)	(1)主蒸気隔離、原子炉格納容器隔離、非常用ガス処理系作動(直接作動系)
第 27 条	計測および制御設備 (その他の計装) 【非常用ディーゼル発電機計装】	ディーゼル発電機起動計装は、原子炉の異常な状態を検知し、当該設備を自動起動することにより、非常用交流高圧電源母線に接続した機器の電源を確保するため、原子炉の状態に応じて各要素の動作すべき設定値及び動作可能であるべきチャンネル数を運転上の制限として規定している。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1)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)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(MS-1)	(1)非常用所内電源系の操作回路(直接作動系)
第 27 条	計測および制御設備 (その他の計装) 【原子炉隔離時冷却系計装】	原子炉隔離時冷却系計装は、原子炉水位の異常低下を検知し、原子炉隔離時冷却系を起動させ、冷却材を炉心に補給して原子炉の安全性を担保するため、原子炉の状態に応じて動作すべき設定値及び動作可能であるべきチャンネル数を運転上の制限として規定している。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1)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	○	—	—
第 27 条	計測および制御設備 (その他の計装) 【原子炉再循環ポンプトリップ計装】	原子炉再循環ポンプトリップ計装は、異常な状態を検知し、炉内ボイラの増加により反応度を抑制し原子炉の安全性を担保するために、原子炉の状態に応じて各要素に動作すべき設定値及び動作可能であるべきチャンネル数を運転上の制限として規定している。	MS-3	1)運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	2)出力上昇の抑制機能	○	(1)出力上昇の抑制機能(MS-3)	(1)原子炉再循環系(直接作動系)
第 27 条	計測および制御設備 (その他の計装) 【制御棒引抜監視装置計装】	制御棒引抜監視装置計装は、制御棒の異常な引き抜きにより燃料が損傷に至らないことを担保するために、原子炉の状態に応じて動作すべき設定値及び動作可能であるべきチャンネル数を運転上の制限として規定している。	MS-3	1)運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	2)出力上昇の抑制機能	○	(1)出力上昇の抑制機能(MS-3)	(1)制御棒引抜阻止インターロック(直接作動系)
第 27 条	計測および制御設備 (その他の計装) 【タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装】	タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装は、原子炉水位の異常上昇時に、キャリーオーバーからタービン機器を保護するために、原子炉の状態に応じて動作すべき設定値及び動作可能であるべきチャンネル数を運転上の制限として規定している。	MS-3	1)運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	2)出力上昇の抑制機能	○	—	—
第 27 条	計測および制御設備 (その他の計装) 【中央制御室非常用換気空調系計装】	中央制御室非常用換気空調系計装は、事故時に非常用換気空調系を起動させ、気体状放射性物質に対し適切な防護が為れ、従事者が制御室に接近し、又はとどまり、事故対策操作を行うことが可能なように、原子炉の状態に応じて動作すべき設定値及び動作可能であるべきチャンネル数を運転上の制限として規定している。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1)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)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(MS-1)	(1)制御室非常用換気空調系の操作回路(直接作動系)
第 27 条	計測および制御設備 (その他の計装) 【中央制御室外原子炉停止装置計装】	中央制御室外原子炉停止装置計装は、何らかの原因で制御室に接近できない場合、制御室外の適切な場所から原子炉の急速な高温停止ができ、引き続く低温停止に移行できるように、原子炉の状態に応じて、必要な要素が動作可能であることを運転上の制限として規定している。	MS-2	2)異常状態の対応上特に重要な構造物、系統及び機器	3)制御室外からの安全停止機能	○	(1)制御室外からの安全停止機能(MS-2)	(1)制御室外原子炉停止装置(安全停止に関連するもの)の操作回路(直接作動系)
第 27 条	計測および制御設備 (その他の計装) 【事故時計装】	事故時計装は、事故時においてプラントパラメータが通常運転時の計測範囲を超えた場合でも、プラント状態を監視できるように、原子炉の状態に応じて動作可能であるべきチャンネル数を運転上の制限として規定している。	MS-2	2)異常状態の対応上特に重要な構造物、系統及び機器	1)事故時のプラント状態の把握機能	○	(1)事故時のプラント状態の把握機能(MS-2)	(1)原子炉停止、炉心冷却、放射性物質閉じ込めの機能監視のための最小限必要なもの。重要な手動操作の判断を行う上で最小限必要なもの。(情報提供系)

条文	LCO条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEA4611/4612 機能	JEA4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 28 条	原子炉再循環ポンプ	原子炉冷却材圧力バウンダリの一部となる原子炉再循環ポンプの損傷を防止するため、ポンプ速度の許容範囲を限定する。	PS-1	1)その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a)炉心の著しい損傷、又は、 (b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能		(1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能(PS-1)	(1)原子炉再循環ポンプ(当該系)
第 29 条	ジェットポンプ	原子炉冷却材喪失時、炉心高さの2/3まで再冠水の機能を担保する。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5)炉心冷却機能	○	—	—
第 30 条	主蒸気安全弁および主蒸気逃がし安全弁	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に抑えるための機能を確保する。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	3)原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 4)原子炉停止後の除熱機能	○	(1)原子炉冷却材圧力バウンダリの加圧防止機能(MS-1) (2)原子炉停止後の除熱機能(MS-1) (3)安全弁及び逃し弁の吹き止り防止機能(PS-2)	(1)逃し安全弁(安全弁開機能)(当該系) (2)逃がし安全弁(手動逃がし機能)、逃がし安全弁(当該系) (3)逃がし安全弁(吹き止り機能)(当該系)
			PS-2	2)通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、系統及び機器	1)安全弁及び逃し弁の吹き止り防止機能			
第 31 条	格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	原子炉冷却材圧力バウンダリから原子炉冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを速やかに、かつ、確実に検出し、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保する。	PS-1	1)その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a)炉心の著しい損傷、又は、 (b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	○	(1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能(PS-1)	(1)原子炉圧力容器(当該系)
			MS-3	2)異常状態への対応に必要な構築物、系統及び機器	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(情報提供系)			
第 32 条	非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の系統圧力監視	非常用炉心冷却系等の隔離弁の機能を確保し非常用炉心冷却系等への原子炉冷却材の漏えいが発生することを防止する。	PS-1	1)その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a)炉心の著しい損傷、又は、 (b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能		(1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能(PS-1)	(1)配管、弁、隔離弁(当該系)
第 33 条	原子炉冷却材中のよう素131濃度	燃料集合体としての健全性を確保する。	PS-1	1)その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a)炉心の著しい損傷、又は、 (b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	3)炉心形状の維持機能		(1)炉心形状の維持機能(PS-1)	(1)燃料集合体(燃料を除く)(当該系)

条文	LCO条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEA G4611/4612 機能	JEA G4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 34 条	原子炉停止時冷却系 その1	原子炉停止時冷却系その1は、原子炉の状態が高 温停止であって原子炉圧力が原子炉停止時冷却系 の運転許可圧力以下において炉心からの残留熱を 除去できる機能を有する原子炉停止時冷却系が維 持すべき基準を定めるとともに維持基準を満たすこ とができない場合に講ずるべき措置を定めることを 目的とする。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止 し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パ ウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆へ の過度の放射線の影響を防止する構築 物、系統及び機器	4)原子炉停止後の除熱機能	○	(1)原子炉停止後 の除熱機能 (MS -1)	(1)残留熱除去系 (当該系)
第 35 条	原子炉停止時冷却系 その2	原子炉停止時冷却系その2は、原子炉の状態が冷 温停止において、炉心からの残留熱を除去できる機 能を有する原子炉停止時冷却系が維持すべき基準 を定めるとともに、維持基準を満たすことができない 場合に講ずるべき措置を定めることを目的とする。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止 し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パ ウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆へ の過度の放射線の影響を防止する構築 物、系統及び機器	4)原子炉停止後の除熱機能	○	(1)原子炉停止後 の除熱機能 (MS -1)	(1)残留熱除去系 (当該系)
第 36 条	原子炉停止時冷却系 その3	原子炉停止時冷却系その3は、原子炉の状態が燃 料交換、かつ原子炉内に燃料が装荷された状態に おいて炉心からの残留熱を除去できる機能を有する 原子炉停止時冷却系が維持すべき基準を定めると ともに、維持基準を満たすことができない場合に講ず るべき措置を定めることを目的とする。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止 し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パ ウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆へ の過度の放射線の影響を防止する構築 物、系統及び機器	4)原子炉停止後の除熱機能	○	(1)原子炉停止後 の除熱機能 (MS -1)	(1)残留熱除去系 (当該系)
第 37 条	原子炉冷却材温度お よび原子炉冷却材温 度変化率	原子炉冷却材温度および原子炉冷却材温度変化率 は、原子炉圧力容器の非延性破壊の防止及び熱サ イクルによる疲労破壊の防止のための維持基準を 定めるとともに、維持基準を満たすことが出来ない場 合に適切な措置を講じることが目的とする。	PS-1	1)その損傷又は故障により発生する事象 によって、 (a)炉心の著しい損傷、又は、 (b)燃料の大量の破壊 を引き起こすおそれのある構築物、系統及 び機器	1)原子炉冷却材圧力パウンダリ機 能 3)炉心形状の維持		(1)原子炉冷却材 圧力パウンダリの過 圧防止機能 (PS- 1) (2)炉心形状の維 持機能 (PS-1)	(1)原子炉圧力容 器 (当該系) (2)炉心支持構造 物 (当該系)
第 38 条	原子炉圧力	原子炉圧力は、原子炉圧力容器の健全性確保のた め、原子炉圧力について原子炉設置 (変更) 許可申 請書における過渡解析及び事故解析の初期条件を 維持し、維持基準を満たすことが出来ない場合に適 切な措置を講じることが目的とする。	PS-1	1)その損傷又は故障により発生する事象 によって、 (a)炉心の著しい損傷、又は、 (b)燃料の大量の破壊 を引き起こすおそれのある構築物、系統及 び機器	1)原子炉冷却材圧力パウンダリ機 能		(1)原子炉冷却材 圧力パウンダリの過 圧防止機能 (PS- 1)	(1)配管、弁、隔離 弁 (当該系)
第 39 条	非常用炉心冷却系 その1	非常用炉心冷却系その1は、原子炉冷却材喪失時 に炉心を維持・冷却し、もって核分裂生成物の周辺 へ放出を抑制するために設けられている非常用炉 心冷却系の安全機能を確認し、維持基準を満たすこ とができない場合に適切な措置を講じることが目的と する。	MS-1 PS-3	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止 し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パ ウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆へ の過度の放射線の影響を防止する構築 物、系統及び機器 1)異常状態の起因事象となるものがあっ て、PS-1 及び PS-2 以外の構築物、系統 及び機器	4)原子炉停止後の除熱機能 5)炉心冷却機能 6)放射性物質の閉じ込め機能、放 射線の遮へい及び放出低減機能 3)放射性物質の貯蔵機能	○	(1)原子炉停止後 の除熱機能 (MS -1) (2)炉心冷却機能 (MS-1) (3)放射性物質の 閉じ込め機能、放 射線の遮へい及び 放出低減機能 (M S-1) (4)放射性物質の 貯蔵機能 (PS- 3)	(1)高圧炉心スプレ イ系、自動減圧系 (手動遮がし機能) (当該系) (2)残留熱除去系 (低圧注水モー ド)、低圧炉心スプ レイ系、原子炉隔 離時冷却系、高圧 炉心スプレイ系、 自動減圧系 (遮が し安全弁) (当該 系) (3)残留熱除去系 (原子炉格納容器 スプレイ冷却モー ド) (当該系) (4)サブプレッショ ン (当該系)、復水貯 蔵槽 (当該系)

条文	LOO条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEAG4611/4612 機能	JEAG4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 40 条	非常用炉心冷却系その2	非常用炉心冷却系その2は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、炉内にある照射燃料の冷却の観点から、注水機能を確認し、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることがを目的とする。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5)炉心冷却機能	○	(1)炉心冷却機能(MS-1) (2)放射性物質の貯蔵機能(PS-3)	(1)残留熱除去系(低圧注水モード)、低圧炉心スプレイス、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス(当該系) (2)サブプレッション(当該系)、復水貯蔵槽(当該系)
			PS-3	1)異常状態の起因事象となるものがあって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	3)放射性物質の貯蔵機能			
第 41 条	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系は、給水・復水が停止した場合及び原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えい(小口径配管の破断等)が発生した場合に、原子炉水位を維持するために設けられている[原子炉隔離時冷却系]の安全機能を確認し、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることがを目的とする。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	4)原子炉停止後の除熱機能	○	(1)原子炉停止後の除熱機能(MS-1) (2)放射性物質の貯蔵機能(PS-3)	(1)原子炉隔離時冷却系(当該系) (2)サブプレッション(当該系)、復水貯蔵槽(当該系)
			PS-3	1)異常状態の起因事象となるものがあって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	3)放射性物質の貯蔵機能			
第 42 条	主蒸気隔離弁	主蒸気隔離弁は、主蒸気管破断時に破断口からの蒸気の放出を防ぐために設けられている主蒸気隔離弁の安全機能を確認し、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることがを目的とする。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	6)放射性物質の閉じ込め機能の維持、放射線の遮へい及び放出低減機能	○	(1)原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能(PS-1) (2)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(MS-1)	(1)隔離弁(当該系) (2)原子炉格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管(当該系)
			PS-1	1)その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a)炉心の著しい損傷、又は、 (b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能			
第 43 条	格納容器および格納容器隔離弁	格納容器および格納容器隔離弁は、原子炉冷却材喪失時に発生する放射性物質を格納容器で隔離し、放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制するために必要な格納容器及び格納容器隔離弁の安全機能を確認し、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることがを目的とする。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	6)放射性物質の閉じ込め機能の維持、放射線の遮へい及び放出低減機能	○	(1)原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能(PS-1) (2)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(MS-1)	(1)隔離弁(当該系) (2)原子炉格納容器、原子炉格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管(当該系)
			PS-1	1)その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a)炉心の著しい損傷、又は、 (b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能			

条文	LOO条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEAG4611/4612 機能	JEAG4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 44 条	サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁	サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁は、原子炉冷却材喪失時に、ドライウエルに作用する外圧を設計値以内に保つこと及びドライウエル内の蒸気がサブプレッション・チェンバ気相部へ流入することを防止するために必要な真空破壊弁の安全機能を確保し、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることが目的とする。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	6)放射性物質の閉じ込め機能の維持、放射線の達へい及び放出低減機能	○	(1)放射性物質の閉じ込め機能の維持、放射線の達へい及び放出低減機能(MS-1)	(1)ベント管付真空破壊弁(当該系)
第 45 条	サブプレッションプールの平均水温	サブプレッションプールの平均水温は、サブプレッションプールの平均水温について、原子炉冷却材喪失時に発生したドライウエル内の蒸気を[格納容器冷却スプレイ系]の冷却機能と相まって凝縮する冷却源としての格納容器熱除去能力を確保し、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることが目的とする。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	4)原子炉停止後の除熱機能 5)炉心冷却機能 6)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の達へい及び放出低減機能	○	(1)原子炉停止後の除熱機能(MS-1) (2)炉心冷却機能(MS-1) (3)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の達へい及び放出低減機能(MS-1)	(1)サブプレッションプール(当該系) (2)サブプレッションプール(当該系) (3)サブプレッションプール(当該系)
第 46 条	サブプレッションプールの水位	サブプレッションプールの水位は、原子炉冷却材喪失時に、サブプレッションプールに流入する蒸気を完全に凝縮するとともに、非凝縮性ガスの流入に伴う原子炉格納容器内圧力が過度に上昇することを防止するため、サブプレッションプール水位を制限範囲内に維持し、制限範囲を超えた場合に適切な措置を講じることが目的とする。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	4)原子炉停止後の除熱機能 5)炉心冷却機能 6)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の達へい及び放出低減機能	○	(1)原子炉停止後の除熱機能(MS-1) (2)炉心冷却機能(MS-1) (3)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の達へい及び放出低減機能(MS-1)	(1)サブプレッションプール(当該系) (2)サブプレッションプール(当該系) (3)サブプレッションプール(当該系)
第 47 条	可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系は、原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器内で発生する水素と酸素の濃度を可燃限界未満に維持し、もって原子炉格納容器の健全性を維持するために必要な可燃性ガス濃度制御系が維持すべき基準を定めるとともに、維持基準を満たすことができない場合に講ずるべき措置を定めることを目的とする。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	6)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の達へい及び放出低減機能	○	(1)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の達へい及び放出低減機能(MS-1)	(1)可燃性ガス濃度制御系(当該系)
第 48 条	格納容器内の酸素濃度	格納容器内の酸素濃度は、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の健全性を確保するため、原子炉格納容器内の酸素濃度を可燃性ガス濃度に関する解析条件以下に維持し、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることが目的とする。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	6)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の達へい及び放出低減機能	○	(1)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の達へい及び放出低減機能(MS-1)	(1)不活性ガス系(クラス3)(間接関連系)
第 49 条	原子炉建屋	原子炉建屋は、事故時、原子炉建屋内に放出された核分裂生成物を格納し、保持するための原子炉建屋原子炉棟の二次格納施設としての機能を維持し、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることが目的とする。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	6)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の達へい及び放出低減機能	○	(1)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の達へい及び放出低減機能(MS-1)	(1)原子炉建屋(当該系)
第 50 条	原子炉建屋給排気隔離弁	本条は、事故時に、原子炉建屋内に漏えいた核分裂生成物の大気中への放出を十分低い量に抑制することを目的として設置された原子炉建屋給排気隔離弁の機能を維持し、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることが目的とする。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	6)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の達へい及び放出低減機能	○	(1)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の達へい及び放出低減機能(MS-1)	(1)原子炉建屋常用換気空調系隔離弁(直接関連系)
第 51 条	非常用ガス処理系	非常用ガス処理系は、想定される事故時に、大気中に放出されるよう素131の放出量を制限するために設けている非常用ガス処理系が維持すべき基準を定めるとともに、維持基準を満たすことができない場合に講ずるべき措置を定めることを目的としている。	MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力パウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	6)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の達へい及び放出低減機能	○	(1)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の達へい及び放出低減機能(MS-1)	(1)非常用ガス処理系(排気筒を含む)(当該系)

条文	LOO条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEAG4611/4612 機能	JEAG4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 52 条	残留熱除去冷却海水系	残留熱除去冷却海水系は、原子炉冷却材喪失が発生した場合に必要な原子炉格納容器内の圧力を最高使用圧力以下に保ち、かつ、原子炉格納容器内に放出された放射性無機物素を除去する機能を待機状態としておくことを目的とする。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機器	○	(1)安全上特に重要な関連機能(MS-1)	(1)冷却水系(直接関連系)
第 53 条	非常用補器冷却水系および非常用補器冷却海水系	非常用補器冷却水系および非常用補器冷却海水系は、非常用ディーゼル発電設備運転時にディーゼル発電設備から発生する熱を除去するための冷却水を供給する非常用ディーゼル発電設備冷却系の機能を確保するとともに、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることを目的とする。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機器	○	(1)安全上特に重要な関連機能(MS-1)	(1)冷却水系(直接関連系)
第 54 条	原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系は、非常用ディーゼル発電設備運転時にディーゼル発電設備から発生する熱を除去するための冷却水を供給する非常用ディーゼル発電設備冷却系の機能を確保するとともに、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることを目的とする。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機器	○	(1)安全上特に重要な関連機能(MS-1)	(1)原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系(当該系)
第 55 条	高圧炉心スプレイ系補機冷却水系および高圧炉心スプレイ系補機冷却海水系	高圧炉心スプレイ系補機冷却水系および高圧炉心スプレイ系補機冷却海水系は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の機器などから熱を除去するために冷却水を供給するための高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系の機能を確保するとともに、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることを目的とする。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機器	○	(1)安全上特に重要な関連機能(MS-1)	(1)高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系、高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水系(当該系)
第 56 条	使用済燃料プールの水位・水温	使用済燃料プールの水位・水温は、使用済燃料プール水位を制限することで「燃料集合体の落下」時における環境への放射能放出量を抑制することを担保し、また、使用済燃料プールの水温を制限することで、使用済燃料プールのコンクリートの長期的な健全性を確保することを目的とする。	PS-2	1)その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破壊を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	1)原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能		(1)原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能(PS-2)	(1)使用済燃料プール
第 57 条	燃料または制御棒を移動する時の原子炉水位	燃料または制御棒を移動する時の原子炉水位は、燃料交換における原子炉水位を制限することで、「燃料集合体の落下」時における環境への放射能放出量を抑制することを目的とする。	PS-2	1)その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破壊を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	3)燃料を安全に取り扱う機能		(1)燃料を安全に取り扱う機能(PS-2)	(1)燃料取扱設備
第 58 条	中央制御室非常用換気空調系	中央制御室非常用換気空調系は、事故時に運転員が中央制御室に接近し、又はとどまり、プラントの必要な運転操作を行える雰囲気環境を維持するための中央制御室非常用換気系が維持すべき基準を定めるとともに、維持基準を満たすことができない場合に講ずべき措置を定めることを目的としている。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機器	○	(1)安全上特に重要な関連機能(MS-1)	(1)中央制御室換気空調系(放射線防護機能及び有毒ガス防護機能)(当該系)
第 59 条	外部電源その1	外部電源その1は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の機能を維持するため外部電源系の機能を確保し、非常用交流高圧電源を確保することを目的とする。	PS-3	1)異常状態の起因事象となるものがあって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	4)電源供給機能(非常用を除く)		電源供給機能(非常用を除く。)(PS-3)	送電線(当該系)開閉所(母線・遮断器・断路器)(当該系)
第 60 条	外部電源その2	外部電源その2は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を維持するため外部電源系の機能を確保するとともに、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることを目的とする。	PS-3	1)異常状態の起因事象となるものがあって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	4)電源供給機能(非常用を除く)		電源供給機能(非常用を除く。)(PS-3)	送電線(当該系)開閉所(母線・遮断器・断路器・電路)(当該系)
第 61 条	非常用ディーゼル発電機その1	非常用ディーゼル発電機その1は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用所内電源系である非常用ディーゼル発電機の機能を確保することにより、外部電源の機能喪失時に、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能を確保し、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることを目的とする。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機能	○	(1)安全上特に重要な関連機能(MS-1)	(1)非常用所内電源系(ディーゼル発電機)(当該系)

条文	LOO条文項目	保安規定要求事項	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針			対象	JEAG4611/4612 機能	JEAG4611/4612 機器
			分類	定義	機能			
第 62 条	非常用ディーゼル発電機その2	非常用ディーゼル発電機その2は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、外部電源の機能喪失時に、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の機能を確保するため非常用所内電源系である非常用発電設備の機能を確保することを目的とする。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機能	○	(1)安全上特に重要な関連機能 (MS-1)	(1)非常用所内電源系(ディーゼル機関、発電機)(当該系)
第 63 条	非常用ディーゼル発電機燃料油等	非常用ディーゼル発電機燃料油等は、外部電源の機能喪失時に、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の機能を確保する観点から、第60条及び第61条で要求される非常用ディーゼル発電機の起動及び運転に必要な燃料油、潤滑油及び起動用空気系の必要量を確保し、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることが目的とする。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機能	○	(1)安全上特に重要な関連機能 (MS-1)	(1)燃料系、始動用空気系(自動供給)(直接関連系)ディーゼル発電機燃料輸送系(クラス2)、軽油多能(クラス3)、始動用空気系(クラス3)(間接関連系)
第 64 条	直流電源その1	直流電源その1は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の機能を確保する観点から、直流電源設備の必要系列数の機能を確保し、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることが目的とする。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機能	○	(1)安全上特に重要な関連機能 (MS-1)	(1)直流電源系、計測制御電源系(当該系)
第 65 条	直流電源その2	直流電源その2は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の機能を確保する観点から、必要な直流電源設備の機能を確保し、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることが目的とする。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機能	○	(1)安全上特に重要な関連機能 (MS-1)	(1)直流電源系、計測制御電源系(当該系)
第 66 条	所内電源系統その1	所内電源系統その1は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の機能を確保する観点から、所内電源系を構成する〔非常用交流高圧電源母線〕、直流電源母線及び原子炉保護系母線の必要系列数の受電を確保し、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることが目的とする。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機能	○	(1)安全上特に重要な関連機能 (MS-1)	(1)非常用所内電源系(当該系)
第 66 条	所内電源系統その2	所内電源系統その2は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の機能を確保する観点から、所内電源系を構成する非常用交流〔高圧〕電源母線、直流電源母線及び原子炉保護系母線の受電を確保し、維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることが目的とする。	MS-1	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機能	○	(1)安全上特に重要な関連機能 (MS-1)	(1)非常用所内電源系(当該系)

緩和系性能指標 (MSPI) の計算方法について

本資料は MSPI の具体的な計算方法および対象系統のバウンダリの定義を示したものである。1. 機器のパフォーマンスリミットを用いた機器の性能評価, 2. UAI の計算方法, 3. URI の計算方法, 4. 炉心損傷頻度の再定量化による Birnbaum 重要度の評価方法, 5. 評価対象系統のバウンダリの定義について示す。

なお、系統名や機器名については、代表的な名称を記載していることに留意する。

1. 機器のパフォーマンスリミット

MSPI 対象系統は、プラント安全性の観点で重要な系統であるが、PRA の結果から得られるリスク重要度はそれほど高くない場合がある。このような場合、多数の故障が発生したとしても MSPI 値が「白」以上とはならないこともあるが、系統の信頼性が大幅に低下していることから、追加のしきい値として、故障回数の観点から基準（パフォーマンスリミット）を設ける。

パフォーマンスリミットは、系統内の各機器（ポンプ、非常用ディーゼル発電機、弁、しゃ断器）に対して適用する。ある機器タイプの過去 12 四半期において実際に発生した故障回数（ F_a ）がパフォーマンスリミットとして設定された故障回数のしきい値（ F_m ）を超えると、系統の性能は MSPI 値に関係なく、「白」とする。そこで、MSPI 対象系統について、過去 12 四半期に発生する機器タイプ毎の故障回数を測定する。

パフォーマンスリミットとして設定する故障回数のしきい値（ F_m ）は、適切に運用および管理された系統において過去 12 四半期で発生し得る故障回数よりも高いと考えられる 3 回とする。

【例示】

- ・ F_a は機器タイプ毎の最大値を使用する。例えば、過去 12 四半期に系統内のモータ駆動ポンプの故障が 1 回、電動弁の故障が 2 回（必ずしも同一の弁とは限らない）、空気作動弁の故障が 1 回発生した場合、 $F_a=2$ となり、（ $F_m=3$ の場合には） $PLE=N0$ と判定される。

2. トレンのアンアベイラビリティによる系統の UAI

系統の UAI は、系統を構成するトレン毎の UAI の合計値として計算する。系統トレン毎の UAI の計算は、系統トレンの機器がトレンの機能に及ぼす影響の違いおよび同時にアンアベイラブルとなり得る範囲を考慮した、より詳細な区分であるセグメント(注1)に分割した単位(以下、「トレン/セグメント」という。)で行う。UAИ の計算は、次の 3 つのステップで行う。

- ・ 系統内のトレン/セグメントの特定 (2.1 節参照)
- ・ UAI の計算に必要なプラントデータ (2.2 節参照)
- ・ UAI の計算 (2.3 節参照)

「2.1 系統内のトレン/セグメントの特定」は、UAИ の計算および関連するプラントデータを収集する上で最小単位となるトレン/セグメントを特定する。なお、初回の MSPI 計算を行う際、またはプラント構成に大幅な変更が生じた場合にのみ行う。「2.2 UAI の計算に必要なプラントデータの収集」は、プラントデータを定期的に収集することおよび UAI の計算に必要なベースライン値の設定を行うことを含む。なお、ベースライン値の設定については、PRA の更新が行われた場合、または予防保全の方針に変更が加えられた場合にのみ再度実施する必要がある。「2.3 UAI の計算」は、プラントデータの収集を受けて四半期毎に MSPI を計算する際に定期的に実施する。

2.1 系統内のトレン/セグメントの特定

系統内のトレン/セグメントの特定は次の 2 つのステップで行う。

- ・ 対象とする系統機能および系統バウンダリの特定
- ・ 系統バウンダリ内のトレン/セグメントの特定

アンアベイラビリティの対象機能の系統バウンダリは PRA の系統バウンダリを考慮して決めることから、PRA 用に簡易な系統図が整備されていれば、簡易的な系統図を使用することにより、これらのステップの実施が容易になる。

2.1.1 対象とする系統機能および系統バウンダリの特定

系統内のトレンを特定する最初のステップは、対象とする系統機能およびバウンダリを明確にすることである。系統バウンダリ内には、対象とする系統機能を果たすために必要な機器が含まれる。

(注1) セグメント：システム(系統)を構成する最小単位の要素(機器)。最小単位がどのように設定されるかは、PRA のモデルにおける基事象に依存する。

対象とする系統機能を果たすために必要な冷却水系以外のサポート系統（例：換気空調系，非常用直流電源，制御用空気系等）の機器については，当該サポート機器が単一のフロント系（対象系統）のみをサポートする場合には対象系統のバウンダリに含め，複数のフロント系（対象系統）をサポートする場合には対象系統のバウンダリには含めない。サポート機器が対象系統のトレン/セグメントまたは系統のバウンダリ内に含まれていない限り，そのアンアベイラビリティを考慮する必要はない。

MSPI 対象系統のうち，非常用交流電源以外の系統では，水源（タンク，サンプ等）から注入先（一次冷却系統，蒸気発生器等）までがバウンダリとなる。

【例示】

- ・ PWR プラントの高圧注入系の場合，燃料取替用水タンクを水源とする注入モードと，格納容器再循環サンプを水源とする再循環モードの両方の流路がある。また，原子炉補機冷却水系では冷却水の循環流路上の機器がバウンダリに含まれる。

非常用交流電源では，評価対象プラントの全ての安全系の発電機がバウンダリに含まれる。ただし，BWR-5 の高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は高圧炉心スプレイ系に含まれるものとし，非常用交流電源には含めない。

系統のバウンダリに関する系統固有のガイダンスについては 5. に示す。以下では，バウンダリ特定の基本的な考え方について説明する。

系統のバウンダリの明確化

対象系統のサポート系統とのバウンダリを原子炉補機冷却水系，換気空調系，ならびに計測制御系および電源系について例示する。

【例示】

- ・ 原子炉補機冷却水系から，対象の系統内の機器に冷却水が供給される場合，冷却水供給ライン上の被冷却設備に最も近い原子炉補機冷却水系の弁は原子炉補機冷却水系ではなく対象系統のバウンダリに含まれる。例えば，高圧注入ポンプを冷却する原子炉補機冷却水系の場合，高圧注入系に冷却水を供給する原子炉補機冷却水系の最後の弁のみが高圧注入系のバウンダリに含まれ，原子炉補機冷却水系のバウンダリには含まない。また，原子炉補機冷却水系の戻りラインにある同様な弁は，原子炉補機冷却水系のバウンダリに含まれる。
- ・ 換気空調系は，対象系統のバウンダリは含まない。ただし，非常用ディーゼル発電

機の燃焼または排気の流路を担う部屋の換気機能を持つ非常用ディーゼル発電機換気設備は例外であり、非常用ディーゼル発電機のアンアベイラビリティとしてカウントする。

- ・計測制御系および電源系に関する系統のバウンダリには、対象系統の機能をサポートする全ての系統専用リレー、コントローラ、コンタクタ、全ての専用給電しゃ断器（動力および制御電源の両方）および関連する制御回路（自動起動する機器のリレー接点、運転員が操作する機器の制御盤スイッチ）が含まれる。これらが対象の1トレン/セグメントのみをサポートする場合は、対象のトレン/セグメントのバウンダリの一部とみなす。一方で、複数のトレン/セグメントをサポートする場合は、使用不能によるUAIへの影響を複数のトレン/セグメントでダブルカウントしないよう、対象のトレン/セグメントのバウンダリの一部とはみなさない。タービン駆動ポンプの場合は、トレン/セグメントのバウンダリには、関連する計測制御系（自動起動する機器のリレー接点、運転員が操作する機器の制御盤スイッチ）、制御弁およびその給電しゃ断器が含まれる。

水源と保有水

水源となる貯水タンクまたはピットは、保有水量が不十分でトレン/セグメントの使命時間中に、評価対象のトレン/セグメントの機能が喪失する場合には、バウンダリに含める。

トレン/セグメントの使命時間を満足させるために追加の水源が必要な場合、その水源を使用するための弁がある場合は、これらの弁を対象とみなし、系統のバウンダリに含めUAIの計算で考慮する必要がある。追加の水源を使用するために主水源の弁の状態変更が必要な場合には、それらの弁は、バウンダリに含める。なお、保有水の低下により直ちにプラント停止が求められる水源は、UAIの対象外とする。

ユニット間のタイライン

複数のユニットがある場合は、ユニット間に系統同士のタイラインが存在する場合がある。例えば、2基のユニットを有する場合は、1号機の非常用ディーゼル発電機は、タイラインのしゃ断器を介して2号機の母線に接続できることがある。この場合、1号機の非常用交流電源のバウンダリは、タイラインを確立するために閉じられている1号機のタイラインのしゃ断器までである。2号機の同様のしゃ断器は、2号機の非常用交流電源のバウンダリである。

共用機器

系統内の一部の機器が、複数の系統/トレン/セグメントで共用される場合がある。この場合、共用機器は、それを共用する系統/トレン/セグメントに含め、そのアンアベイラビリティは、影響を受ける全ての系統/トレン/セグメントでカウントする。

2.1.2 系統バウンダリ内のトレン/セグメントの特定

対象とする各系統は、アンアベイラブル状態が容易に監視できるようにトレン/セグメントに分割する。

トレンは、5. に示す対象機能を果たす機器グループで構成される。系統内のトレンの数は、一般に以下のように決定する。

- ・ 非常用交流電源を除いた系統の場合、トレンの数は、並列する熱交換器の数、並列するポンプの数、または並列する流路の数のうち、最も少ない数によって決定する。
- ・ 非常用交流電源の場合、トレン数は、外部電源喪失時に停止した負荷に電力を供給するために設置された安全系の非常用ディーゼル発電機の数である。外部電源からの電源供給が失われた母線に電力を供給するために設置された非常用ディーゼル発電機が対象であり、特定の系統専用の発電機はトレンとして考慮しない。

【例示】

- ・ BWR-5 の高圧炉心スプレイ系の範囲に含まれる高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、非常用交流電源のトレンではなく、高圧炉心スプレイ系のバウンダリに含める。

2.2 UAI の計算に必要なプラントデータ

UAI の計算に必要な以下のプラントデータについて説明する。

- ・ 前四半期におけるトレン/セグメントのアンアベイラビリティ
- ・ プラント個別の計画内アンアベイラビリティのベースライン値
- ・ 計画外アンアベイラビリティのベースライン値

2.2.1 前四半期におけるトレン/セグメントのアンアベイラビリティ

アンアベイラビリティの計算に必要な入力情報は、トレンの計画内アンアベイラブルタイム、トレンの計画外アンアベイラブルタイムおよび臨界時間である。

トレン/セグメントのアンアベイラビリティは、アンアベイラブルタイムと臨界時間から計算される。UAI で考慮するアンアベイラビリティを以下に示す。

トレン/セグメントのアンアベイラビリティ：トレン/セグメントのアンアベイラビリティは、前四半期の臨界時間に対して、計画内および計画外の保守または試験により、対象機能がアンアベイラブルとなった時間の割合である。(2.3 (式 6) 参照)

計画内アンアベイラブルタイム：機器の故障または人的過誤以外の理由で、トレン/セグメントを供用除外した時間である。計画内アンアベイラブルタイムに含まれる作業の例としては、予防保全、試験、機器改造およびその他機能喪失には至らない劣化状態を修復するために意図的に供用除外した時間が含まれる。

なお、UAI の計算においては、計画内アンアベイラブルタイムが、ベースラインの計画内アンアベイラブルタイムに満たない場合、計画内アンアベイラブルタイムは、ベースライン値と等しく設定する。

計画外アンアベイラブルタイム：トレン/セグメントをアンアベイラブルとした機器の故障または人的過誤（例：校正エラー、システムのラインアップミス）を検知し、機能喪失を判断した時点から供用復帰までに要した時間である。

供用復帰：アンアベイラブル状態からアベイラブル状態へ移行することである。トレン/セグメントは、次の条件全てが満たされたとき、「供用復帰した」とみなす。

- ・ 保守状態にあることを示すタグ（以下、「保守用タグ」という。）が外される
- ・ トレン/セグメントが系統構成されて運転の準備が整う
- ・ アンアベイラブルとした関連機器についてこれ以上の調整を必要としない
- ・ 運転員がトレン/セグメントに期待される機能があると判断する
- ・ 待機設備に対しては、自動機能が復旧している、または運転員による復旧に期待でき

る要件（本節の後半に記載）を満たし、速やかに復旧が期待できる状態に移行している

サポート系のアンアベイラブルの扱い：対象系統のバウンダリ外の機器のアンアベイラブルは、MSPI 対象系統のアンアベイラブルとはみなさない。しかしながら、評価対象系統を保守用タグにより動作不能として管理する場合、または物理的プラント条件によってアンアベイラブルとなる場合には、アンアベイラブルとして扱う。

【例示】

- ・ 原子炉補機冷却水系のトレン/セグメント（評価対象系統のサポート系統のトレン/セグメント）がアンアベイラブルとなることにより、関連する高圧注入ポンプ（対象系統によりサポートされる対象系統）の自動起動が無効になっている場合、その状態は高圧注入ポンプのアンアベイラブルタイムとはみなさない。
- ・ 高圧注入ポンプについて、潤滑油のサンプリングを実施する場合等、保守用タグを発行せずに実施できる作業においては、高圧注入ポンプの機能への影響はないと考えられるため、高圧注入ポンプをアンアベイラブルとはみなさない。一方で、保守用タグを発行し、高圧注入ポンプのアンアベイラブルを宣言し、保守を実施する場合、アンアベイラブルを宣言した時点から供用復帰までの時間を高圧注入ポンプの計画内アンアベイラブルタイムとする。

トレンのアンアベイラブルタイムをカウントする際に考慮すべき特殊な状況として、以下の4ケースの扱い方を示す。

- ① 定例切替または定例試験に伴う短期間のアンアベイラブルタイム
- ② 対象機能の復旧が可能な場合
- ③ 計画内および計画外の保守が同時期に発生する場合
- ④ 機器の機能が低下した状態

① 定例切替または定例試験に伴う短期間のアンアベイラブルタイム

定期的に切替する系統または機器において、通常の操作の一環として実施する機器または流路の切替の間、トレンはアベイラブルとみなして良い。具体的には、トレン/セグメントの一回の切替操作または定例試験によるアンアベイラブルタイムが15分以下の場合には、アンアベイラブルとする必要はない。事業者は、この基準を満たす定例試験および切替操作のリストを作成することが望ましい。アンアベイラブルとみなさない意図は、このような短期間のアンアベイラブルタイムがリスクに与える影響は僅かであり、データ収集、文書化、検証の負担を最小限にすることにある。

② 対象機能の復旧が可能な場合

(i) 試験時

試験時の通常とは異なる系統構成の状態において、系統の起動信号が発生することで自動的に供用復帰される場合、または中央制御室や現場の運転/作業員によって対象機能が速やかに供用復帰される場合、この期間は対象機能のアンアベイラブルタイムとしてカウントしない。なお、速やかに供用復帰される場合とは、次のような状態が満たされる場合のことである。

供用復帰作業が複雑ではない場合

供用復帰の作業手順が文書化されており、作業手順書が複雑ではなく（例：数ステップ程度の操作）、診断および修復作業を必要としない場合がこれに該当する。当該トレンに対し動作要求が発生した場合に、トレンの供用復帰を目的として、試験時の通常とは異なる系統構成の期間、次の条件を満たす運転/作業員が事前に検討され配置されている必要がある。

- ・試験または運転操作を行う者であること
- ・現場の運転員／作業員については、中央制御室と連絡を取り合える状況にあること。

なお、供用復帰が必要なときに中央制御室の運転/作業員が供用復帰操作を実施できる（中央制御室での他の操作を実施する必要がない）場合は、中央制御室の運転/作業員でも良い。

なお、ストレスのかかる条件の下では、手順書に明記されていたとしても、作業を達成できないことがある（例：リフト、ジャンパ、保守用タグの回収等）。さらに、原子炉隔離時冷却系のタービンを手動で制御して注入流量を制御するような、自動運転用に設計された設備の手動運転は、確実に成功するわけではない。このような状況に対し運転員による供用復帰操作のクレジットをとる場合は、個別の条件を考慮したうえで、PRAの成功基準で要求される時間余裕内に確実に供用復帰操作を完了できることを確認し、文書化しておく必要がある。

(ii) 保守時

中央制御室または現場の運転/作業員によって機能が速やかに復帰される場合、保守時の対象機能のアンアベイラビリティを含める必要がない。復旧操作にクレジットを取れる条件は(i)と同様である。

③ 計画内および計画外の保守が同時期に発生する場合

作業期間中に実行される全ての保守は、作業を始めた際の作業分類（計画内／計画外）

に基づき分類する。

【例示】

- ・ 初めに計画外保守によって作業期間に入った場合は、保守が追加されて作業期間が延長されても、その作業期間全体は計画外保守として分類する。計画内の保守時に計画外作業が追加された場合は、作業期間全体の期間を計画内保守として分類する。

④ 機器の機能が低下した状態

機器の機能が低下した状態においても、所定の機能を満たすと判断した場合は、アンアベイラビリティに含める必要はない。

2.2.2 プラント個別の計画内アンアベイラビリティのベースライン値

計画内アンアベイラビリティのベースライン値は、MSPI 導入時に当該プラントの過去 12 四半期より計画的な試験・保守の実績から設定する。長期停止等により、過去 12 四半期の実績から適切なベースライン値が設定できない場合には、当該プラントの手順等に基づき計画される試験および保守活動を推定し、設定する。

それぞれの試験および保守活動時に発生するアンアベイラブルタイムは、2.2.1 の条件を考慮の上で設定する。推定値を用いる場合、試験および保守の手順書、ならびに運転員へのインタビュー等に基づき、作業が計画的に進められた場合の時間を設定する。

オンラインメンテナンスが導入される等により、プラントの保守活動が変更された場合、これらの値は変わることがある。ベースライン値の変化によるリスクの変化が有意であると判断される場合、計画内でのアンアベイラビリティのベースライン値を見直す必要がある。

計画内でのアンアベイラビリティのベースライン値の見直しを実施する前に、ベースライン値の変化が UAI の計算結果に及ぼす影響を評価する。以下に示す、ベースライン値による CDF の変化量 ($\Delta CDF_{baseline}$) が $1.0E-08$ /年より大きい場合、UAI への影響が有意であるとの判断からベースライン値の更新を行う。

$$\Delta CDF_{baseline} = \sum_i (\Delta UA_i \times B_i) \quad (式 1)$$

$$\Delta UA_i = UA_{i,current} - UA_{i,baseline} \quad (式 2)$$

- $UA_{i,current}$: トレン/セグメント i の新しいアンアベイラビリティのベースライン値
 $UA_{i,baseline}$: トレン/セグメント i の現行のアンアベイラビリティのベースライン値
 B_i : トレン/セグメント i の Birnbaum 重要度

添(4)-9

なお、上述の「プラントの保守活動に変更された場合」とは次のようなものであり、このような場合には、ベースライン値の見直しが必要かどうか検討することが必要である。

- ・現在の予防保全活動または試験の頻度や範囲の変更
- ・新しい試験の追加
- ・状態監視の予防保全活動に対応した保守またはオンラインメンテナンスの導入

次のような変更は、上述の「プラントの保守活動に変更された場合」とはみなさず、ベースライン値の見直しは不要である。

- ・劣化状態に対応した保守の実施
- ・計画された期間を超える計画内保守活動

2.2.3 計画外アンアベイラビリティのベースライン値

計画外アンアベイラビリティは、評価対象プラントの評価対象系統に顕著な性能劣化が生じていない限り、トレン/セグメントを構成する機器タイプおよび数に応じ、ランダムに発生する。

国内プラントの運用実績を考慮した計画外アンアベイラビリティの平均値は、対象トレン/セグメントの構成（機器タイプおよび数）、機器毎の計画外供用除外頻度および故障機器の平均修復時間に基づき次式を用いて設定する。

$$UA_{baseline,UP} = \sum_i \lambda_i \times t_{repair, i} \quad (\text{式 3})$$

- $UA_{baseline,UP}$: トレン/セグメントの計画外アンアベイラビリティ
 λ_i : 機器 i の PRA モデルで設定している計画外供用除外頻度
 $t_{repair,i}$: 機器 i の PRA モデルで設定している平均修復時間

炉心損傷頻度の評価とは異なり、アンアベイラビリティの推定値が大きめとなる平均修復時間の設定は、MSPI の観点では非保守側の設定となる。計画外アンアベイラビリティのベースライン値の推定では、非保守側の信頼性パラメータ設定とならないよう注意が必要である。

PRA の結果から得られるトレン/セグメントのアンアベイラビリティに関わる事象のリスク重要度等の情報から、以下の条件を満たすことが示せる場合は、計画外アンアベイラビリティのベースライン値の設定が MSPI に与える影響が小さくかつ保守的な設定となることから、ベースライン値としてゼロを設定しても良い。

- ・ 計画外アンアベイラビリティのベースライン値の設定による UAI への寄与が $1.0\text{E}-8$ / 年未満 (MSPI のしきい値 $1.0\text{E}-6$ / 年の 1% 未満)

2.3 UAI の計算

ここでは UAI 計算に用いる具体的な計算式を示す。

トレン/セグメントのアンアベイラビリティに起因する系統の UAI は、次式のとおり計算する。

$$UAI = \sum_{t=1}^n UAI_t \quad (\text{式 4})$$

UAI_t はトレン/セグメント毎の UAI であり、次式のとおり計算する。

$$UAI_t = CDF_P \left[\frac{FV_{UA_P}}{UA_P} \right]_{\max} (UA_t - UA_{BL_t}) \quad (\text{式 5})$$

CDF_P : プラント固有の炉心損傷頻度 (2.3.2 参照)

FV_{UA_P} : トレンのアンアベイラビリティに対する Fussell-Vesely (FV) 重要度 (プラント固有)

UA_P : PRA モデルで設定している当該トレンのアンアベイラビリティ

UA_t : トレン/セグメント t のアンアベイラビリティ

UA_{BL_t} : トレンのアンアベイラビリティのベースライン値 (2.2.2 項の計画内アンアベイラビリティと 2.2.3 項の計画外アンアベイラビリティの合計)

ここで、 UA_t は次式のとおり計算される。

$$UA_t = \frac{\text{過去 12 四半期の臨界中のアンアベイラブルタイム (計画内および計画外)}}{\text{過去 12 四半期の臨界時間数}} \quad (\text{式 6})$$

既存 PRA の重要度の評価結果から式 5 の値を計算する方法を 2.3.1 項から 2.3.3 項で説明する。

重要度の定義式に基づき、PRA モデルを再定量化して重要度を評価しても良い (4. 参照)。その場合、次の 2.3.1 項から 2.3.3 項は省略する。

2.3.1 カットセットの打切り値(注2)

炉心損傷頻度の定量化過程で計算されるカットセットを使用して計算する重要度の値は、膨大なカットセットを処理するために工学的観点から設定するカットセットの打切り値の影響を受ける。カットセットに対して選択された打切り値は、MSPI の計算に直接使用する重要度の値に有意な影響を及ぼさないよう低く設定する必要がある。

【例示】

- ・以下の感度解析によりカットセットの打切り値の妥当性を確認したうえで、条件を満足するカットセットの打切り値を設定する。

- 1) 任意の打切り値（例：CDF より 6 桁小さい打切り値）を用いて CDF を定量化し、基事象毎の Birnbaum 重要度を特定する（これをケース 1 とする）。
- 2) 打切り値を 10 倍（本例では、CDF より 5 桁小さい打切り値）にして再度 CDF を定量化し、基事象毎の Birnbaum 重要度を特定する（これをケース 2 とする）。
- 3) ケース 1 で計算された Birnbaum 重要度が $1.0E-06$ よりも大きい機器に対し、比率 $[(\text{Birnbaum} \cdot \text{ケース 2}) / (\text{Birnbaum} \cdot \text{ケース 1})]$ を計算する。
- 4) 3) で計算した比率の値が 0.8 よりも大きい場合、ケース 1 の打切り値は十分な精度のカットセットを抽出できていると判断し、この打切り値を MSPI の計算に使用する。

PRA で設定しているカットセットの打切り値が上記の条件を満足しない場合、条件を満足する打切り値が特定されるまで、より低い打切り値で上記 1) ～3) の作業を繰り返し行う。

2.3.2 炉心損傷頻度 (CDF_P) の計算

UAI の計算に用いる炉心損傷頻度（平均値）は平均的な保守が行われているプラントの出力運転時における内的事象 PRA の炉心損傷頻度の値である。

2.3.3 各トレンの $[FV/UA]_{\max}$ の計算

FV および UA は、それぞれ MSPI の計算のための入力値である。式 5 の FV/UA は、系統内

(注2) 炉心損傷頻度の定量化においては、PRA モデルと計算機の性能の関係で、厳密解を求められない場合がある。その様な場合等には打切り値を設定し、定量化を行うこととなる。なお、日本原子力学会の「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-P002:2013）では、『事故シーケンスの定量化では、最小カットセットまたは事故シーケンスに対して打切り値を用いても良い。打切り値は、モデル化されている重要な従属性が欠落することがなく、事故シーケンスの発生頻度に与える影響が無視できるように設定する』と規定されている。

の各トレン/セグメント毎に計算される。(FV/UA 値に CDF を乗じることで Birnbaum 重要度になる。)

トレンをアンアベイラブルにする機器（または関連する基事象）のみが UAI で考慮されており、それらのうちいずれかの機器がアンアベイラブルとなることで、当該トレンがアンアベイラブルとなることから、当該トレンと、トレンを構成する機器（または関連する基事象）のアンアベイラビリティは等しく、アンアベイラブルとなった場合の CDF への影響も同等となり、論理的には各機器（基事象）の FV/UA 値はそのトレン内の基事象に対して一定値である。また、複数の基事象で表される機器およびトレンについては、その機器またはトレンの FV/UA 値は、トレン内の任意の基事象の FV/UA 値に等しい。すなわち、次式の関係が成り立つ。

$$\frac{FV_{be}}{UA_{be}} = \frac{FV_{UA_p}}{UA_p} = \text{Constant} \quad (\text{式 7})$$

- FV_{be} : トレン内機器の基事象に対する Fussell-Vesely (FV) 重要度
 FV_{UA_p} : トレンのアンアベイラビリティに対する Fussell-Vesely (FV) 重要度（プラント固有）
 UA_{be} : トレン内機器の基事象の事象発生確率
 UA_p : PRA モデルで設定している当該トレンのアンアベイラビリティ（プラント固有）

したがって、任意のトレン/セグメントに対する FV/UA 値は、トレンを使用不能にする基事象を識別し、その基事象の事象発生確率 UA_{be} および FV_{be} 値から求められる。

上記の比を求める際に使用する基事象の候補には、着目しているトレン/セグメントに関連した試験および保守の基事象も含まれる。トレン/セグメントへの影響の観点で、試験および保守の基事象と論理的に同等なデマンド故障を表す基事象も考慮対象である。多くの PRA では、複数のトレンの同時供用除外が保安規定で禁止されているため、同じカットセットに供用除外に係る基事象が現れないロジックを使用している。このロジックを使用している PRA では、デマンド故障は試験および保守の基事象とフォールトツリー上での扱いが論理的に同等ではないため、試験および保守の基事象のみを考慮すべきである。継続運転失敗および弁の開閉の失敗事象は、多くの場合、試験および保守事象と論理的に同等ではないので、考慮すべきではない。

上述のとおり、同一トレン/セグメントに対する FV/UA 値は論理的には等しくなるが、実際の計算においては、カットセットの打切り値の影響を受け、基事象毎に異なる場合が多い。カットセットの打切り値の影響を最小限にするため、一連の基事象のうち最大の FV/UA

値が得られる基事象を使用する。さらに、打ち切り値の設定により、トレン/セグメントの全ての基事象が切り捨てられている場合は、より低い打ち切り値を設定して FV 値を計算するか、4. に記載の方法で Birnbaum 重要度を算出して FV 値を計算する。

2.3.4 FV/UA の補正

本項では、前項までの手順で計算した FV/UA 値の補正について述べる。以下の観点から必要に応じて FV/UA 値の補正を行う。

- ・ PRA モデルの非対称性の影響の考慮
- ・ 原子炉補機冷却水系が起因事象発生頻度へ与える影響の考慮

PRA モデルの非対称性の影響の考慮

通常時にポンプの切替運転を実施している系統（例：原子炉補機冷却水系）に対しては、PRA モデルでは便宜上、1 台のポンプが常時運転している間、もう 1 台は常時待機している条件を想定したモデルを構築することがある。

【例示】

- ・ 100%容量のポンプ 2 台（A ポンプと B ポンプ）で構成される原子炉補機冷却水系は、実際には、A ポンプと B ポンプを切り替えながら運転され、それぞれがプラント運転時間中の 50%稼働している。しかし PRA モデルでは、A ポンプが常時運転し、B ポンプは常時待機状態にあると仮定することがあり、その場合、実際にはこれら 2 台のポンプが同等の重要度を有していても、1 台が他の 1 台よりも重要であるかのように評価されることがある。この重要度の非対称性は PRA の仮定によるものであり、プラントの設計によるものではない。

系統が重要度の観点で対称であることがわかっている場合、UAI の計算のために、各トレン/セグメントの重要度を平均化し、その平均値を各トレン/セグメントに適用する。

系統が重要度の観点で対称ではなく、PRA モデル内で特定の系統構成を反映できる場合、それぞれの系統構成でモデルを評価し、その上で、それぞれの系統構成の状態にある時間に基づく加重平均によって重要度を評価する。PRA モデルで特定の系統構成を反映できない場合は、重要度の高いトレンまたはセグメントの重要度で代表する。

原子炉補機冷却水系が起因事象発生頻度へ与える影響の考慮

原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系のアンアベイラビリティは、緩和機能を有する機器を冷却する点と、起因事象発生要因の点でそれぞれリスクに寄与する。被冷却設備への冷却水の供給に失敗することによる緩和機能のアンリライアビリティへの影響

は、PRA モデル内での被冷却側の機器と原子炉補機冷却水系の依存関係を通して評価される。しかし、起因事象発生頻度への影響については、起因事象発生頻度に対する原子炉補機冷却水系の影響が必ずしも緩和系と同様にモデル化されていないため、PRA から計算される重要度では、炉心損傷頻度に対する原子炉補機冷却水系の機器のアンリライアビリティの寄与度を適切に表現できない場合もある。

PRA では一般的に以下のいずれかの方法で起因事象がモデル化される。

①モデル化手法 1

起因事象フォールトツリーを事故進展イベントツリーにリンクさせ、緩和系および起因事象で同一の基事象を用いる。

②モデル化手法 2

起因事象フォールトツリーを事故進展イベントツリーにリンクさせ、緩和系および起因事象で異なる基事象を用いる。

③モデル化手法 3

起因事象フォールトツリーの定量化を事前に事故進展イベントツリーの定量化とは独立して行い、起因事象発生頻度の点推定値のみを PRA モデルの事故進展イベントツリーのヘディングで使用する。

④モデル化手法 4

産業界またはプラント固有の故障率データを用いて起因事象発生頻度の点推定値を計算し、その値を PRA モデルの事故進展イベントツリーのヘディングに使用する。

これらの方法について、UAI の計算における重要度の扱いを以下に示す。

モデル化手法 1

モデル化手法 1 を採用した PRA モデルにより計算された FV 値は、系統内機器に対するリスクへの寄与の全てを反映しており、FV 値に追加の補正は不要である。

モデル化手法 2 および 3

次式のとおり FV/UA の補正值 $[FV/UA]_{\text{corr}}$ を計算するか、モデル化手法 4 に対して示す補正方法を適用する。

$$[FV/UA]_{corr} = \left[\frac{FV_C}{UA_C} + \sum_{m=1}^i \left\{ \frac{IE_{m,n}(1) - IE_{m,n}(0)}{IE_{m,n}(q_n)} \times FV_{iem} \right\} \right] \quad (\text{式 8})$$

ここで、第 2 項は機器 n を含む全ての起因事象 i の総和である。

FV_C : モデル化手法 2, 3 を採用した PRA モデルから計算した機器 C の FV 重要度

UA_C : システムモデルにおいて FV_C の計算に使用される基事象の発生確率

$IE_{m,n}(q_n)$: 機器 n の基事象の発生確率が q_n のときの、起因事象 m の起因事象発生頻度。起因事象フォールトツリーで選択した事象は、 UA_C で選択した事象と同じ機器故障モードでなければならない

$IE_{m,n}(1)$: 上記のうち $q_n=1$ のときの値

$IE_{m,n}(0)$: 上記のうち $q_n=0$ のときの値

FV_{iem} : 起因事象 m の FV 重要度

モデル化手法 4

着目する機器 C に対し、次式のとおり計算される $[FV/UA]_{max}$ を FV/UA 値として適用する。

$$[FV/UA]_{max} = [(FV_C + FV_{ie} \times FV_{sc})/UA_C] \quad (\text{式 9})$$

FV_C : モデル化手法 4 を採用した PRA モデルから計算した機器 C の CDF の FV 重要度

FV_{ie} : 問題となる起因事象（例：原子炉補機冷却水系喪失）の FV 重要度

FV_{sc} : システムフォールトツリー内の機器 C の FV 重要度。ただしサポート系のフォールトツリーロジックによっては、 FV_{sc} の正確な値または近似値を求めるために、個別のシステムフォールトツリーを構築しなければならない。

UA_C : システムフォールトツリーにおいて FV_C の計算に使用される基事象の発生確率

3. 機器故障の可能性を考慮した系統の URI

系統の URI は、系統を構成する機器の URI の合計値として計算する。URI の計算は、次の 3 ステップで行う。

- ・各系統の対象機器の特定（3.1 節参照）
- ・URI の計算に必要なプラントデータ（3.2 節参照）
- ・URI の計算（3.3 節参照）

「3.1 各系統の対象機器の特定」は、URI の計算およびプラントデータの収集対象となる対象機器を特定する。初回の MSPI の計算を行う際、またはプラント構成に大幅な変更が生じた場合にのみ行う。「3.2 URI の計算に必要なプラントデータの収集」は、プラントデータを定期的に収集する。「3.3 URI の計算」は、プラントデータの収集を受けて四半期毎に MSPI を計算する際に定期的に実施する。

3.1 各系統の対象機器の特定

各系統の対象機器の故障によって、トレンの対象機能が喪失する可能性がある機器は対象機器となる。2.1.1 項で定義した系統バウンダリは、アンアベイラビリティを計算する機器の範囲を定義しているが、このバウンダリ内の一部の選択された機器がアンリライアビリティの計算の対象となる。

PRA で考慮する成功基準に基づき系統バウンダリ内で測定する機器を特定するとともに、機器バウンダリを確認する。

3.1.1 成功基準の特定

系統毎に対象の機能を特定し、その機能について PRA で使用される成功基準を特定する。系統の成功基準が要求機能または起因事象によって異なる場合、それらのうち、最も厳しい成功基準を用いる。例えば、起因事象によってミニマムフローライン弁の作動要求の有無が異なる場合、MSPi ではミニマムフローライン弁の作動要求がある場合を採用し、この弁を対象機器に含める。なお、ATWS 等の発生頻度が非常に低い事象の成功基準は考慮する必要はない。

成功基準に関わる情報は、次項に示す対象機器の選定において使用される。

3.1.2 機器の選定

以下のステップに沿って、対象機器を選定する。

- 1) 対象系統のバウンダリ内にある全てのポンプおよび非常用ディーゼル発電機を抽出する。

- 2) 系統の対象機能を果たすための開閉要求がある全ての空気作動弁、電磁弁、油圧弁、電動弁を対象機器の候補として特定する。候補となる電磁弁と油圧弁は、対象機能の達成に使用される流路上のものに限られる。なお、空気作動弁に空気を供給する電磁弁は空気作動弁の一部とみなす。また、タービン駆動ポンプの制御弁である油圧弁はポンプの一部とみなし、個別機器としての対象とはならない。さらに、逆止弁および手動弁は静的機器であることから対象とはしない。
- a. 抽出された弁のうち、その作動失敗のみでトレン/セグメントの機能が喪失する可能性がある弁は、対象機器に含める。機能喪失の判定には、前項に示した成功基準を適用する（図1参照）。
 - b. 抽出された弁のうち冗長性のある弁については、両方の弁が故障することで系統内の全てのトレン/セグメントが測定機能を果たすことができなくなる弁を対象機器に含める。これらの弁を識別する際に使用される成功基準は、前項に示したものである（図1参照）。
- 3) 1)および2)の機器に関連するしゃ断器を抽出する。
- 4) 2)および3)に記載した弁およびしゃ断器のうち、Birnbaum 重要度（該当する場合は起因事象としての影響および共通原因故障の補正を含む）が $1.0E-06$ 未満のものは除外する。冗長化されたトレンの弁の Birnbaum 重要度に差異がある場合、いずれかの弁またはしゃ断器の Birnbaum 重要度が $1.0E-06$ 以上の場合は冗長化されたトレンの全ての弁またはしゃ断器を対象機器とし、 $1.0E-06$ 未満の場合は対象外とする。

3.1.3 機器バウンダリの定義

MSPI の対象機器のバウンダリに含まれる機器を表1に示す。なお、機器バウンダリの詳細については「確率論的リスク評価（PRA）のためのデータ収集実施ガイド」（電力中央研究所）を参照。

表 1 MSPI の対象機器のバウンダリに含まれる機器

機器	バウンダリに含まれる構成機器および部品
モータ駆動ポンプ	機器本体, 計測制御装置, 機器冷却装置, 潤滑油装置, 軸封装置, サポート類, 配管・ダクトとの接続, 付属弁, 母線・ケーブルとの接続
タービン駆動ポンプ	機器本体, 駆動用蒸気, 計測制御装置, 機器冷却装置, 潤滑油装置, 軸封装置, グランド蒸気装置, サポート類, 配管・ダクトとの接続, 付属弁
非常用ディーゼル発電機	機器本体, 潤滑油系, 燃料系, 機器冷却水系, 給排気装置, 始動用空気系, 計測制御装置, サポート類, 母線・ケーブルとの接続
電動弁	機器本体, 計測制御装置, サポート類, 配管・ダクトとの接続, 母線・ケーブルとの接続
油圧作動弁	機器本体, 駆動用流体, 計測制御装置, サポート類, 配管・ダクトとの接続
空気作動弁	機器本体, 駆動用流体, 計測制御装置, サポート類, 配管・ダクトとの接続
しゃ断器	機器本体, 計測制御装置, サポート類, 母線・ケーブルとの接続
*注: バウンダリに含まれる機器要素および部品の詳細については「確率論的リスク評価 (PRA) のためのデータ収集実施ガイド」(電力中央研究所)に記載された機器バウンダリの定義を参照。	

3.2 URI の計算に必要なプラントデータ

URI の計算に必要なプラントデータは、以下のとおりである。

- ・ 作動要求回数および運転時間
- ・ 故障回数

3.2.1 作動要求回数および運転時間

評価対象となる機器タイプ毎に表 2 に示す作動要求回数および運転時間を設定する。作動要求回数および運転時間を設定する方法として、実際の作動要求回数および運転時間を使う方法ならびに手順等から推定される作動要求回数および運転時間を使う方法がある。

表 2 MSPI の評価対象機器および設定内容

機器タイプ	設定内容
ポンプ	・ 作動要求回数（待機期間(注 3)） ・ 運転時間
非常用ディーゼル発電機	・ 作動要求回数（待機期間(注 3)） ・ 運転時間
弁およびしゃ断器	・ 作動要求回数（待機期間(注3)）

作動要求回数は機器が起動または開閉することに対する要件として定義される。保守の一環として行われる保守後の動作確認としての作動要求はカウントしないが、動作確認時にその保守活動とは別の要因で故障が発生した場合は、作動要求が 1 回、故障が 1 回あったものとする。

一部の対象の弁には、開閉機能の他に制御機能を有しているが、その場合は全ての制御動作を作動要求としては含めず、最初の作動だけを作動要求としてカウントする。

ポンプおよび非常用ディーゼル発電機の起動直後に何らかの故障で自動停止あるいは手動停止した場合は、作動要求時の故障としてカウントする。

運転時間は、機器が動作している時間と定義する。

(注3) PRA モデルで時間故障率を用いて機器の作動失敗確率を評価している場合

URI の計算のために収集する作動要求回数および運転時間を表 3 に示す。

表 3 URI の計算のために収集する作動要求回数および運転時間

項目	内容
試験	試験時に生じる作動要求回数および運転時間。 供用復帰時の動作確認および機器の部分的な作動は対象外である
運転/系統構成切替	試験または実際に作動した工学的安全施設信号の結果とは関係のない、通常のプラント運転で必要となる作動要求回数および運転時間
工学的安全施設の実作動	工学的安全施設作動信号により実際に生じた作動要求回数および運転時間

計画された試験および通常のプラント運転操作の中での機器の動作は、試験要求または運転/系統構成切替としてカウントする。ここで計画された作動とは、手順書に従い事前に計画された活動によって生じる機器の作動である。また、事前に計画されていない方法で作動した場合（意図せぬ自動起動）も、その作動は作動実績としてカウントする。

作動要求回数および運転時間は、実際のデータを収集したもの、または運転手順書等から推定したデータのいずれかを用いる。

工学的安全施設の実作動要求（作動要求または運転時間）は、実際のプラントパラメータが所定の設定値に達したことにより、対象機器が手動または自動で作動した状態である。以下のいずれかに該当する場合を除き、工学的安全施設の作動要求実績を URI の計算のために収集する。

- 1) 誤作動であった場合
- 2) 機器が供用除外中に発生した場合
- 3) 安全機能が既にその機能を完了した後に発生した場合

誤作動とは、所定のプラント状態に達したことによる自動作動または手動操作の結果ではない工学的安全施設の作動である。運転員エラーまたは保守エラー等によって引き起こされる作動は、誤作動とみなす。また、運転中のトレンが故障した時の待機中トレンの自動起動は、工学的安全施設の作動要求とはみなさない。

収集対象とする機器タイプ毎のデータ（実績値／推定値）を表 4 に示す。

表 4 機器タイプ毎に必要なデータの種類（実績値／推定値）

機器タイプ	実績値／推定値
ポンプ	・工学的安全施設による作動要求回数実績値／推定値 ・運転／系統構成切替での作動要求回数実績値／推定値 ・試験における作動要求回数実績値／推定値 ・運転時間実績値／推定値
非常用ディーゼル発電機	・工学的安全施設による作動要求回数実績値／推定値 ・運転／系統構成切替での作動要求回数実績値／推定値 ・試験における作動要求回数実績値／推定値 ・運転時間実績値／推定値
弁およびしゃ断器	・工学的安全施設による作動要求回数実績値／推定値 ・運転／系統構成切替での作動要求回数実績値／推定値 ・試験における作動要求回数実績値／推定値

3.2.2 故障回数

MSPI における機器の故障とは、当該系統に対して PRA の成功基準が要求している性能または使命時間を満たせない状況である。なお、PRA では起因事象発生後の使命時間中の故障をモデル化しているが、故障回数の収集においては、ポンプまたは非常用ディーゼル発電機の運転中に発生した故障を継続運転失敗としてカウントする。

1) ポンプ・非常用ディーゼル発電機

起動失敗：起動失敗には、起動直後に故障等により自動停止および手動停止する必要のある事象が含まれる。(注4)保守の一環として行われる保守後の動作確認試験時の故障は、カウントしないが、直前の保守活動とは無関係の故障が発生した場合は、故障としてカウントする。

継続運転失敗：起動直後以降の運転時間中に発生する故障による自動停止および手動停止が対象となる。起動直後の故障は、起動失敗として扱うため、継続運転失敗とはみなさない。

2) 弁

作動失敗：要求された対象状態（開、閉、または所定の開度）への移行失敗は、作動要求時の故障としてカウントされる。保守の一環として行われる保守後の動作確認試験時の故障は、カウントしないが、直前の保守活動とは無関係の故障が発生した場合は、故障としてカウントする。

3) しゃ断器

作動失敗：要求された対象状態（開、閉）への移行失敗は、作動要求時の故障としてカウントされる。保守の一環として行われる保守後の動作確認試験時の故障は、カウ

(注4) 非常用ディーゼル発電機：起動失敗とは、要求時に起動しないか、起動直後（30分間程度迄）に自動停止する故障及び手動停止する必要のある故障。

（待機中に故障が発見された時は、起動要求があったものとして、起動が可能かどうかを判定する。）

ポンプ：起動失敗とは、要求時に起動しないか、起動直後に自動停止する故障及び手動停止する必要のある故障。（待機中に故障が発見された時は、起動要求があったものとして、起動が可能かどうかを判定する。）起動直後の定義については、「確率論的リスク評価（PRA）のためのデータ収集実施ガイド」（電力中央研究所）を参照。

トしないが、直前の保守活動とは無関係の故障が発生した場合は、故障としてカウントする。

起動時・作動失敗および継続運転失敗の取扱い

対象機器の起動・作動要求に対する失敗および継続運転失敗は、実際の起動・作動要求および試験時（保守後の動作確認試験時は除く）の作動要求のいずれについてもアンリライアビリティで考慮する。プラント停止中に発生した起動・作動要求の失敗および継続運転失敗は、出力運転時の要求機能に影響を及ぼしていると評価される場合はカウントする。

人的過誤の取扱い

保守後の動作確認試験または保守特有の活動によって誘発された機器の意図せぬ作動／不作動、または保守対象以外の系統の計画外のアンアベイラブルな状態への移行は、機器の信頼性を示すものではなく、人的過誤であることから、その故障が直ちに発見され中央制御室に報告されていれば、故障としてカウントしない。

これらの人的過誤は、以下のような特徴を有する。

- 1) MSPI 対象のトレン/セグメントが使用可能と考えられる間に発生する。
- 2) 実際の機器故障をもたらしていない。
- 3) 警報や指示計等によりすぐに発見されている。
- 4) 是正措置の実施の前に速やかに中央制御室に報告されている。
- 5) 試験または保守活動と明確に関わっており、その試験または保守活動が実行されていなければ発生することがなかった。

保守中に発見された故障の取扱い

保守中に発見された潜在的故障（保守作業前から発生していた故障）は、故障としてカウントする。例えば、弁の分解点検時に、弁体が脱落していることを確認した場合等がこれに該当する。

保守後の動作確認試験で発見した故障の取扱い

保守後の動作確認試験で発生した故障は、保守の一環として行われる保守後の動作確認試験時の故障は、カウントしないが、直前の保守活動とは無関係の故障が発生した場合は、故障としてカウントする。

保守の範囲には、実際の保守活動の他、対象機器を使用可能な状態に戻すために必要な活動および保守作業を実施するために必要な活動がある。保守作業を実施するために必要な補助的な作業として、足場の架設・撤去、塗装の施工、保温材の取付け・撤去および干渉物の除去・修復が含まれる。

保守作業に起因した機器の故障は、保守作業が行われていなければ、それらの故障は発生しなかったため、対象機器の信頼性を示すものではない。さらに、保守作業と関わりのない機器または装置が、影響を受ける可能性がある。このような故障は、次の条件を全て満たす場合は故障としてカウントしない。

- ・ 保守後の確認試験の間、またはその前に発見され、対象機器が供用復帰する前に修復されている。
- ・ 修復されたことが作業記録に記載されている。
- ・ 保守作業の対象ではないが、保守作業の影響を受ける可能性があり、手順書の注意書き、作業前状況説明、標識による保護、掲示等の手段によって示されている機器である。
- ・ 故障の原因が保守作業に起因しているという判断根拠が文書化されている。

機能喪失状態の発見の取扱い

対象機器の機能喪失状態が発見された場合は、実際に起動または運転中の故障が発生していなくとも、故障としてカウントする。

対象機器に実際の作動要求が発生していないにもかかわらず、対象の機能喪失が警報により発見される場合がある。その場合は、機能喪失状態の検知と故障発生が同時に発生するため故障としてカウントするとともに、その時点からアンアベイラブルタイムをカウントする。一方、対象機器に関連した常時通電されている制御回路で、制御回路電源が失われた時に警報を発する機能を有している場合、警報発報時には当該機器自体は故障していないため故障としてはカウントしないが、制御回路電源の喪失により当該機器は機能喪失状態であるため、警報発報時点から当該機器のアンアベイラブルタイムをカウントする。

対象機器に実際の作動要求が発生していないにもかかわらず、対象機器が待機中に故障し、機能喪失状態の発見と故障発生が同時ではない場合のアンアベイラブル状態の検知については、以下に示す方法により、適切な故障モードとの関連付けを行う。

- ・ ポンプまたは非常用ディーゼル発電機の場合は、発見された状態が正常な起動を妨げているのであれば、起動失敗として扱う。故障回数に加えて、作動要求回数としてもカウントする。ただし、作動要求回数を推定により算出している場合には、この限りではない。また、健全性が確認された前回の起動以降、作動要求時に正常な起動に失敗する可能性が否定できないことから、アンアベイラブルタイムは前回の起動成功時点を起点としてカウントする。
- ・ ポンプまたは非常用ディーゼル発電機の場合は、使命時間完了前に故障したものと判

断されれば、継続運転失敗として扱う。推定される故障までの時間を、運転時間に含める。また、アンアベイラブルタイムは、故障を判断した時点を開始としてカウントする。

- ・弁またはしゃ断器の場合、作動要求時の失敗として扱う。故障回数に加えて、作動要求回数としてもカウントする。ただし、作動要求回数を推定により算出している場合には、この限りではない。また、健全性が確認された前回の作動以降、作動要求時に正常な作動に失敗する可能性が否定できないことから、アンアベイラブルタイムは前回の作動成功時点を起点としてカウントする。

機器の運転中に性能が低下したものの、運転を継続できた場合については、性能の低下の認知後に使命時間を満たす運転ができたことが示されない限り、故障として扱うものとする。

対象となっていない機器の故障とその状態の発見

対象トレン/セグメント内の機器で対象となっていない機器（手動弁、逆止弁等）が故障した場合、その故障が対象機器に対し作動要求または故障を引き起こさないのであれば、対象機器の故障としてはカウントしない。

【例示】

- ・手動の吸込み側隔離弁（トレンのバウンダリ内対象外機器）が閉じたままである場合、ポンプの故障を引き起こすことが考えられる。弁の開け忘れはポンプの故障とはカウントされないが、弁の開け忘れにより当該トレンは使用不能状態であることから、系統構成ミスの発見時点からアンアベイラブルタイムをカウントする。ただし、この例で、手動の吸込み側隔離弁の閉止状態がポンプの故障を引き起こした場合、そのポンプの故障はポンプの作動要求時の失敗としてカウントされる。

対象トレン/セグメント外の対象となっていない機器が故障した場合、対象となっていない機器が対象機器の実際の作動要求または実際の故障を引き起こすかどうかにかかわらず、アンリライアビリティでは考慮しない。

3.3 URI の計算

アンリライアビリティは、機器レベルで測定し、系統レベルで計算する。URI は、プラント固有の機器のアンリライアビリティと産業界平均のアンリライアビリティのベースライン値の差異に重み付けしたものに比例し、その重み係数として Birnbaum 重要度を使用する。URI は、次式のとおり計算される。

$$URI = \sum_{j=1}^m [B_{Dj}(UR_{DBCj} - UR_{DBLj}) + B_{Rj}(UR_{RBCj} - UR_{RBLj})] \quad (\text{式 } 10)$$

ここで、総和は系統内の対象機器数 (m) である。また、各項は以下のとおりである。

B_{Dj}, B_{Rj} : 作動または継続運転の各故障モードにおける機器 j の Birnbaum 重要度

UR_{DBCj}, UR_{RBCj} : 作動または継続運転の各故障モードにおける機器 j のプラント固有のベイズ更新後のアンリライアビリティ

UR_{DBLj}, UR_{RBLj} : 作動または継続運転の各故障モードにおける機器 j のアンリライアビリティのベースライン値

各機器の故障モードに対する Birnbaum 重要度 B は次式のとおり定義される。

$$B = CDF_p \left[\frac{FV_{URc}}{UR_{PC}} \right]_{MAX} \quad (\text{式 } 11)$$

CDF_p : プラント固有の炉心損傷頻度 (3.3.2 参照)

FV_{URc} : 機器・故障モード毎のアンリライアビリティに対する FV 重要度

UR_{PC} : PRA でモデル化している機器・故障モードのアンリライアビリティ

各機器タイプにおいて PRA でモデル化されている故障モードを以下に示す。

非常用ディーゼル発電機 :

起動失敗

継続運転失敗

ポンプ :

起動失敗

継続運転失敗

弁およびしゃ断器 :

作動 (開/閉) 失敗

既存 PRA のカットセットを用いた重要度評価結果から式 10 と式 11 のパラメータを計算

する方法を 3.3.1 項から 3.3.3 項で説明する。

重要度の定義式に基づき、PRA モデルを再定量化して重要度を評価しても良い(4. 参照)。
その場合、次の 3.3.1 項から 3.3.3 項は省略する。

3.3.1 カットセットの打切り値

2.3.1 項に示す方法でカットセットの打切り値を設定する。

3.3.2 炉心損傷頻度 (CDF_p) の計算

2.3.2 項に示す炉心損傷頻度を URI 計算に用いる。

3.3.3 [FV/UR]_{MAX} の計算

式 7 中の FV/UR 値の計算は、UAI について計算された FV および UA の比と同様の方法で行うが、その比率は各対象機器について計算する。

また、アンリライアビリティでは、起因事象発生頻度への影響だけでなく、共通原因故障の寄与についても考慮する必要があるが、それらの影響を考慮した FV/UR 値の補正については 3.3.4 項で述べる。

同一機器の故障に関わる基事象は、基事象が系統機能に与える影響が同じで、PRA モデル内で論理的に同等にモデル化されている限り、それぞれの基事象の FV 値および UR 値の比 (FV/UR) は基事象に関わらず等しい(注5)。すなわち、機器 C の故障事象として、基事象 a を含む複数の基事象がモデル化されている場合、通常は以下の関係が成り立つ。

$$\frac{FV_{URa}}{UR_a} = \frac{FV_{URna}}{UR_{na}} = \text{Constant} \quad (\text{式 12})$$

FV_{URa} : 基事象 a の FV 重要度

FV_{URna} : 機器 C の故障に関連した基事象 a 以外の単一基事象の FV 重要度

UR_a : 基事象 a の事象発生確率

UR_{na} : 機器 C の故障に関連した基事象 a 以外の単一基事象の事象発生確率

FV/UR 値は、同じ機器に関わる基事象であっても、起動失敗事象および継続運転失敗事象で異なる場合がある。特に起因事象発生頻度と緩和機能に関連する原子炉補機冷却水系・海水系のポンプがこのようなケースに該当する。

(注5) FV 重要度は、着目する機器等の故障率 (UR) を含むカットセットによる炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度に占める割合の指標である。すなわち FV 重要度は着目した基事象の事象発生確率 (UR) に比例する指標であるため、FV/UR は一定値となる。

FV/UR 値の算出には 2 つのオプションがある。第一のオプションは、着目している機器の全ての故障モードに適用可能な代表値として、FV/UR 値の最大値を特定する方法である。第二のオプションは、機器の各故障モードに対して個別の FV/UR 値を設定する方法である。第一のオプションは、故障モード毎の FV/UR 値の違いを URI の計算に反映せず、その最大値で機器の FV/UR 値を代表させることから、保守側の URI 評価となる。これら 2 つのオプションについて以下に説明する。

オプション 1

機器の全ての故障モードに適用可能な代表値として、FV/UR 値の最大値を特定する。この方法では、まず機器の対象機能の失敗に関わる全ての基事象を特定する（ただし、共通原因故障、試験および保守に伴う待機除外の基事象は除く）。機器のバウンダリは表 1 に示されているが、これらバウンダリ内機器の故障が異なる基事象でモデル化されていれば、それらの基事象を特定する。

特定された基事象の失敗確率および FV 値を抽出し、各々の基事象の FV/UR 値を算定したうえで FV/UR 値が最大である基事象を選択する。これは通常、確率値が最も大きく、カットセットの打切りの影響が最小限に抑えられている基事象である。機器の全ての基事象が切り捨てられている場合は、より低い打切り値を設定して FV 値を計算するか、4. に記載の方法で Birnbaum 重要度を算出して FV 値を計算する。

オプション 2

機器の故障モード毎に FV/UR 値を設定する。オプション 1 との違いは、機器の各故障モードに対応した FV/UR 値の最大値を特定することである。

3.3.4 FV/UR 値の補正

本項では、前項までの手順で計算した FV/UR 値の補正について述べる。以下の観点から必要に応じて FV/UR 値の補正を行う。

- ・ PRA モデルの非対称性の考慮
- ・ 原子炉補機冷却水系が起因事象発生頻度に与える影響の考慮
- ・ 共通原因故障の寄与の考慮

PRA モデルの非対称性の考慮

通常時にポンプの切替運転を実施している系統（例：原子炉補機冷却水系）に対しては、PRA モデルでは便宜上、1 台のポンプが常時運転している間、もう 1 台は常時待機している

条件を想定したモデルを構築することがある。

【例示】

- ・100%容量のポンプ2台（AポンプとBポンプ）で構成される原子炉補機冷却水系は、実際には、AポンプとBポンプを切替ながら運転され、それぞれがプラント運転時間中の50%の間稼働している。しかしPRAモデルでは、Aポンプが常時運転し、Bポンプは常時待機状態にあると仮定することがあり、その場合、実際にはこれら2台のポンプが同等の重要度を有していても、1台が他の1台よりも重要であるかのように評価されることがある。この重要度の非対称性はPRAモデルの仮定によるものであり、プラントの設計によるものではない。

このようなモデル化を行っている場合であっても、PRAモデルから計算される重要度をURIの計算で使用しても良い。これは、重要度の評価値としては正確ではないが、URIの計算に使用されるアンリライアビリティは、監視期間中の運転データを蓄積して計算した各機器（例：原子炉補機冷却水系のAポンプとBポンプ）共通の値であるため、URIは正確な計算結果となる。これはUAIの計算における重要度の扱いとは異なる。

原子炉補機冷却水系が起因事象発生頻度へ与える影響の考慮

原子炉補機冷却水系等のサポート系に関わる設備のアンアベイラビリティの変化は緩和機能の信頼性だけでなく、起因事象発生頻度へも影響を及ぼす。起因事象発生頻度評価におけるサポート系のモデル化方法に応じ、MSPI計算における重要度に関わるパラメータの計算方法の使い分けが必要である。

原子炉補機冷却水系では、被冷却設備への冷却水の供給に失敗することによる緩和機能のアンリライアビリティへの影響は、PRAモデル内での被冷却側の機器と原子炉補機冷却水系の依存関係を通して評価される。しかし、起因事象発生頻度への影響については、起因事象発生頻度に対する原子炉補機冷却水系の影響が必ずしも緩和系と同様にモデル化されていないため、PRAから計算される重要度では、炉心損傷頻度に対する原子炉補機冷却水系の機器のアンリライアビリティの寄与度を適切に表現できないこともある。

PRAでは一般的に以下のいずれかの方法で起因事象がモデル化される。

①モデル化手法1

起因事象フォールトツリーを事故進展イベントツリーにリンクさせ、緩和系および起因事象で同一の基事象を用いる。

②モデル化手法 2

起因事象フォールトツリーを事故進展イベントツリーにリンクさせ、緩和系および起因事象で異なる基事象を用いる。

③モデル化手法 3

起因事象フォールトツリーの定量化を事前に事故進展イベントツリーの定量化とは独立して行い、起因事象発生頻度の点推定値のみを PRA モデルの起因事象のヘディングで使用する。

④モデル化手法 4

産業界またはプラント固有の経験データを用いて起因事象発生頻度の点推定値を計算し、その値を PRA モデルの事故進展イベントツリーのヘディングに使用する。

これらの方法について、URI の計算における重要度の扱いを以下に示す。

モデル化手法 1

モデル化手法 1 を採用した PRA モデルにより計算された FV 値は、系統内機器に対する炉心損傷頻度への影響寄与の全てを反映しており、FV 値に追加の補正は不要である。

モデル化手法 2 および 3

次式のとおりに FV/UR の補正值 $[FV/UR]_{corr}$ を計算するか、モデル化手法 4 に対して示す補正方法と適用する。

$$[FV/UR]_{corr} = \left[\frac{FV_C}{UR_C} + \sum_{m=1}^i \left\{ \frac{IE_{m,n}(1) - IE_{m,n}(0)}{IE_{m,n}(q_n)} \times FV_{iem} \right\} \right] \quad (\text{式 13})$$

ここで、第 2 項は機器 n を含む全ての起因事象 i の総和である。

FV_C : モデル化手法 2, 3 を採用した PRA モデルから計算した機器 C の FV 重要度。

UR_C : システムフォールトツリーモデルにおいて FV_C の計算に使用される基事象のアンリライアビリティ。

$IE_{m,n}(q_n)$: 機器 n の基事象の発生頻度が q_n のときの、起因事象 m の起因事象発生頻度。
起因事象フォールトツリーで選択した事象は、 UA_C で選択した事象と同じ機器故障モードでなければならない。

$IE_{m,n}(1)$: 上記のうち $q_n=1$ のときの値

$IE_{m,n}(0)$: 上記のうち $q_n=0$ のときの値

FV_{iem} : CDF に対する、起因事象 m の FV 重要度

添 (4)-32

モデリング手法 4

着目する機器に対し、次式のとおり計算される $[FV/UR]_{\text{MAX}}$ を FV/UA 値として適用する。

$$[FV/UR] = \text{MAX}[(FV_c + FV_{ie} \times FV_{sc})/UR_c] \quad (\text{式 14})$$

- FV_c : モデル化手法 4 を採用した PRA モデルから計算した機器 C の CDF に対する FV 重要度
- FV_{ie} : 問題となる起因事象（例：原子炉補機冷却水系喪失）の FV 重要度
- FV_{sc} : システムフォールトツリー内での機器 C の FV 重要度。ただしサポート系のフォールトツリーロジックによっては、 FV_{sc} の正確な値または近似値を求めるために、個別のシステムフォールトツリーを構築しなければならない。
- UR_c : システムモデルにおいて FV_c の計算に使用される基事象の発生確率

共通原因故障の寄与の考慮

本項に示す共通原因補正係数の適用は、前項までの補正係数が適用された後に行う。

実際に共通原因故障が発生していなくとも、機器単独の故障確率の変化に比例して、共通原因故障の発生確率は変化すると考えられる。共通原因故障の発生確率の変化が URI に与える影響を、前項で作成された FV/UR 値に補正係数 A を乗ずることで考慮する。

共通原因故障の補正係数は、多重化された系統（例：BWR プラントの残留熱除去系-A/B）の機器のみに適用され、多様化された系統（例：BWR プラントの高圧炉心スプレイ系と原子炉隔離時冷却系）の機器には適用しない。

プラント固有の共通原因故障補正值

共通原因故障の補正係数 A は、URI の計算に用いる FV/UR 毎に計算する。機器の故障モード毎に異なる FV/UR を用いるオプションを使用する場合、故障モード毎に計算される。共通原因故障の補正係数は次式のとおり計算する。

$$A = \frac{[(\sum_{i=1}^n FV_i) + FV_{cc}]}{\sum_{i=1}^n FV_i} \quad (\text{式 15})$$

- n : PRA モデルで設定している共通原因故障グループ内の機器数
- FV_i : 機器 i の独立故障の FV 重要度

FV_{cc} : 共通原因故障の FV 重要度

上記の式で、 FV_i は、機器または故障モードの最大の FV/UR を特定する際に選択された、共通原因故障グループ内の機器または故障モードに対応した FV 重要度である。 FV_{cc} は、同じ機器故障モードに関連した共通原因故障事象の全ての組合せの寄与を考慮した FV 重要度である。共通原因故障の組合せに応じて基事象を設定している場合、 FV_{cc} は共通原因故障グループ内の異なる機器の組合せを表す個々の共通原因故障基事象の FV_{cc} の合計として計算する。

共通原因故障の補正係数 A は緩和機能としての FV 重要度を使用する。原子炉補機冷却水系のモデル化においてモデル化手法 1 を用いている場合は、起因事象と緩和機能で同一のモデルを使用することから、当該基事象が緩和機能の信頼性に与える影響に着目した FV 重要度を使用する。

事故進展イベントツリー側の基事象の値の変化が炉心損傷頻度に与える影響を算出し、次の式により緩和機能に着目した FV 重要度を計算する。

$$FV_m = (CDF_{base} - CDF_{m=0}) / CDF_{base} \quad (\text{式 16})$$

FV_m : 緩和機能に着目した FV 重要度

CDF_{base} : 全炉心損傷頻度

$CDF_{m=0}$: 事故進展イベントツリー側において着目する基事象の値をゼロとした場合の全炉心損傷頻度

【例示】

- ・ 100%容量の非常用ディーゼル発電機を 3 台備えたプラントにおいて、非常用ディーゼル発電機の 2 つの故障モード、起動失敗および継続運転失敗が PRA でモデル化されているとする。非常用ディーゼル発電機の 2 つの故障モードのそれぞれに対して、次の組合せに関わる共通原因故障が存在する。

- 1) 3 台全ての非常用ディーゼル発電機が失敗
- 2) 非常用ディーゼル発電機-A および非常用ディーゼル発電機-B の失敗
- 3) 非常用ディーゼル発電機-A および非常用ディーゼル発電機-C の失敗
- 4) 非常用ディーゼル発電機-B および非常用ディーゼル発電機-C の失敗

- ・ この結果、3 台の非常用ディーゼル発電機が設置されたプラントでは、非常用ディーゼル発電機の共通原因故障に関わる基事象が起動失敗および継続運転失敗の各々について 4 個存在する。
- ・ すなわち、この例では、式 16 を用いた起動失敗に対する FV_{cc} の値は、次式のとお

計算する。

$$FV_{CC} = FV_{FTS_{ABC}} + FV_{FTS_{AB}} + FV_{FTS_{AC}} + FV_{FTS_{BC}} \quad (\text{式 17})$$

$FV_{FTS_{ABC}}$: 共通原因による非常用ディーゼル発電機 3 台全て起動失敗事象の FV 重要度

$FV_{FTS_{AB}}$: 共通原因による非常用ディーゼル発電機 A および B の起動失敗事象の FV 重要度

$FV_{FTS_{AC}}$: 共通原因による非常用ディーゼル発電機 A および C の起動失敗事象の FV 重要度

$FV_{FTS_{BC}}$: 共通原因による非常用ディーゼル発電機 B および C の起動失敗事象の FV 重要度

式 16 で計算された FV_{CC} を式 15 に代入して計算される補正係数 A を用いると、式 11 に使用される最終的な $[FV/UR]_{MAX}$ は次式のとおり計算される。

$$\left[\frac{FV}{UR} \right]_{MAX} = A \times \left[\frac{FV}{UR} \right]_{ind} \quad (\text{式 18})$$

$\left[\frac{FV}{UR} \right]_{MAX}$: URI の計算に用いる Birnbaum 重要度の計算用に使用する FV/UR 値（補正後）

$\left[\frac{FV}{UR} \right]_{ind}$: 共通原因故障の補正を行う前の FV/UR 値

A : 共通原因故障の寄与を考慮するための補正係数

共通原因故障のモデル化方法には様々な手法があり、上記の非常用ディーゼル発電機を例にとると、合計で 8 個（起動失敗 4 個、継続運転失敗 4 個）の共通原因故障事象が考えられるが、これをより少数の事象の組合せでモデル化していることもある。そのように共通原因故障事象を統合している場合、統合された事象およびその FV 重要度を個々の共通原因故障事象に分ける必要がある。個々の共通原因故障の FV 重要度は、以下の比例関係を適用することによって計算する。

$$FV_{part} = FV_{total} \times \frac{UR_{part}}{UR_{total}} \quad (\text{式 19})$$

FV_{part} : 個々の共通原因故障の FV 重要度

FV_{total} : 組合せを考慮した共通原因故障の FV 重要度

UR_{part} : 個々の共通原因故障の UR

UR_{total} : 組合せを考慮した共通原因故障の UR

3.3.5 Birnbaum 重要度

URI の計算に用いられる Birnbaum 重要度 B は、前項までに述べた FV/UR 値およびその補正係数 A を用いて下式のとおり計算する。

$$B = CDF_p \times A \times \left[\frac{FV}{UR} \right]_{\text{ind}} = CDF_p \times \left[\frac{FV}{UR} \right]_{\text{MAX}} \quad (\text{式 } 20)$$

対象系統のバウンダリ内の弁およびしゃ断器については、その Birnbaum 重要度が $1.0\text{E}-06$ 未満である場合、その信頼性の変化によるリスクへの影響は十分小さいことから、対象外としても良い。このスクリーニング基準を適用において使用する際に用いる Birnbaum 重要度は、起因事象発生頻度へ与える影響の補正（該当する場合）および共通原因故障の寄与分の補正を考慮した値である。

3.3.6 UR_{DBC} および UR_{RBC} の計算

URI の計算式である式 10 には、機器故障モードの運転実績を考慮した 2 種類のアンリライアビリティパラメータ、 UR_{DBC} および UR_{RBC} が使用される。これらのパラメータは、それぞれベイズ更新により作動失敗または継続運転失敗の故障モードのプラント固有の運転実績を考慮したアンリライアビリティである。以下に、これらのパラメータの計算手法について示す。

作動失敗に対しデマンド故障確率により算出している場合（3.3.7 項）、 UR_{DBC} は次式のとおり計算される。

$$UR_{DBC} = \frac{N_d + a}{a + b + D} \quad (\text{式 } 21)$$

- N_d : 過去 12 四半期における作動失敗回数
- D : 過去 12 四半期における作動要求回数
- a, b : 産業界実績から求めた事前分布パラメータ（3.3.7 項参照）

式 21 の計算における、作動要求回数およびその失敗回数は、各系統内の類似機器全ての作動要求および失敗回数の合計である。

【例示】

非常用ディーゼル発電機が 2 トレンあるプラントでは、両トレンの作動要求と失敗の合計が式 21 の計算に使用され、計算された値は両トレンの非常用ディーゼル発電機それぞれに適用される。なお、複数ユニットを有するプラントにおいては、ユニット毎に評価を行

うため、ユニット間の作動要求回数および失敗回数を合計する必要はない。

作動失敗に対し時間故障率および平均試験間隔を用いて算出（3.3.7）している場合、すなわち作動失敗確率 UR_D を次式で計算している場合は、 UR_{DBC} は式 23 を用いて計算する。

$$UR_D = \frac{1}{2} \times \lambda_s \times T_s \quad (\text{式 22})$$

λ_s : 時間故障率
 T_s : 平均試験間隔

$$UR_{DBC} = \frac{1}{2} \times \frac{N_s + a}{T_{ST} + b} \times T_s \quad (\text{式 23})$$

N_s : 過去 12 四半期における故障回数
 T_{ST} : 過去 12 四半期における総待機時間
 T_s : PRA モデルで設定している当該機器・故障モードの平均試験間隔
 a, b : 産業界実績から求めた事前分布パラメータ（3.3.7 項参照）

式 23 の計算における、故障回数およびその総待機時間は、各系統内の類似機器全ての故障回数および総待機時間の合計である。なお、複数ユニットを有するプラントにおいては、ユニット毎に評価を行うため、各ユニットの故障回数および総待機時間の合計を行う必要はない。

UR_{RBC} は次式のとおり計算する。

$$UR_{RBC} = \frac{N_r + a}{T_r + b} \times T_m \quad (\text{式 24})$$

N_r : 過去 12 四半期における継続運転失敗回数
 T_r : 過去 12 四半期における運転時間
 T_m : PRA モデルで設定している機器の使命時間
 a, b : 産業界実績から求めた事前分布パラメータ（3.3.7 項参照）

式 24 の計算における運転時間および継続運転失敗回数は、各系統内の類似機器全ての運転時間および継続運転失敗回数の合計である。

【例示】

- ・非常用ディーゼル発電機が 2 トレンあるプラントでは、両トレンの運転時間および継続運転失敗回数の合計が式 24 の計算に使用され、両トレンの非常用ディーゼル発電機

それぞれに適用される。なお、複数ユニットを有するプラントにおいては、ユニット毎に評価を行うため、各ユニットの運転時間および継続運転失敗回数を合計する必要はない。

3.3.7 アンリライアビリティのベースライン値

アンリライアビリティのベースライン値は、例えば、JANSI-CFR-02「故障件数の不確実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ヵ年56基データ）」（一般社団法人原子力安全推進協会、2016年9月）に記載のデータを使用して算出する。

UR_{DBC} および UR_{RBC} の計算で用いる事前分布パラメータ a , b は、事前分布の期待値（平均値）がベースラインの信頼性と一致するよう拘束された無情報事前確率 (Constrained Non-informative Prior) を想定して設定する。具体的には、継続運転失敗および作動失敗の確率を時間故障率により算出している場合は、 $a = 0.5$, $b = a / \text{平均値（時間故障率）}$ となる。作動失敗をデマンド故障確率により算出している場合は、 a は平均値の関数であり、下表のとおりとなる。このとき、 $b = a * (1 - \text{平均値}) / (\text{平均値})$ である。

表5 デマンド故障確率に用いる事前分布パラメータ

平均値	a
0.0～0.0025	0.50
>0.0025～0.010	0.49
>0.010～0.016	0.48
>0.016～0.023	0.47
>0.023～0.027	0.46

3.3.8 1回の故障に伴う URI への上限適用（フロントストップ）

アンリライアビリティのベースライン値は、対象機器の信頼性として許容される基準を表すものである。プラントの対象システムが許容レベルの信頼性を保ちながら運用されている場合であっても、評価対象期間中に性能が変動することがある。例えば、過去12四半期のうちに平均的に3回の故障が発生することが系統として許容される信頼性レベルであり、ある系統がそのような信頼性で運用されていたとしても、故障発生 of 偶発的な性質により、その系統は過去12四半期間に2回から4回の故障を経験することがあり得る。このような、偶発的な性能の変動の結果として、平均値を上回る故障により系統の信頼性が低下したと判定されることは適切ではない。特に、過去12四半期にほとんど作動要求がないために、1回の偶発的な故障に対する URI の寄与度が大きいような系統では、このような注意が必要である。

そこで、系統内において機器別の URI が最大である機器故障モードに対する URI の上限を $5.0E-07$ とする。この制限値の適用により、ベースラインと同等の信頼性で運用されている系統で発生する偶発的なただ 1 回の故障により、MSPI 値が $1.0E-06$ /年を超えることはない。ただし、その故障が系統で発生するアンアベイラブルタイムまたは系統内の他の機器の故障との重ね合わせにより、MSPI 値が $1.0E-06$ /年を超えることがある。

この制限値は、制限を適用せずに計算された MSPI 値が $1.0E-05$ /年以下の場合のみ適用される。制限値を適用せずに計算された MSPI 値が $1.0E-05$ /年を超える場合、その MSPI 値をしきい値と比較し、系統の性能劣化のレベルを判断する。

4. 再定量化による Birnbaum 重要度の計算

ここでは、2.3.1 項～2.3.3 項および 3.3.1 項～3.3.3 項における Birnbaum 重要度計算手法の適用が困難な場合の別の計算手法を示す。

ここに解説した方法で使用されるカットセットの打ち切り値は、CDF の収束値を得るために十分なレベルに設定する。

Birnbaum 重要度は、その定義に従い次式のとおり計算する。

$$B = CDF_1 - CDF_0 \quad (\text{式 24})$$

または

$$B = \frac{CDF_1 - CDF_B}{1 - p} \quad (\text{式 25})$$

CDF_1 : 機器の故障確率（任意の代表的基事象）を 1 に設定したときの CDF

CDF_0 : 機器の故障確率（任意の代表的基事象）を 0 に設定したときの CDF

CDF_B : ベースケースの CDF

p : 代表的基事象の故障確率

特殊なケースとして、当該機器（基事象）がベースケースの計算において打ち切り値の設定により切り捨てられた場合は

$$CDF_B = CDF_0 \quad (\text{式 26})$$

であり、

$$B = CDF_1 - CDF_B \quad (\text{式 27})$$

となる。

再定量化によって（ CDF_1 、 CDF_0 の計算結果から）Birnbaum 重要度を直接計算した場合、その値を用いて MSPI 値を計算する。

この方法で Birnbaum 重要度を計算した場合、FV 重要度は、着目している基事象の値（ p ）、ベースケースの CDF および Birnbaum 重要度 B を用いて次式のとおり計算する。

$$FV = \frac{B \times p}{CDF} \quad (\text{式 28})$$

5. 対象機能のバウンダリ等の定義について

ここでは、MSPI の計算において対象とする機能・バウンダリについて説明する。

5.1 非常用交流電源

MSPI の計算において対象とする機能

本系統の対象機能は、非常用ディーゼル発電機から安全系母線へ交流電源を供給する機能である。

対象とする機能のバウンダリ

本系統の対象とする機能のバウンダリは、安全系母線に交流電源を供給するための非常用ディーゼル発電機とする。なお、BWR-5 の高圧炉心スプレイ系統に交流電源を供給するための専用のディーゼル発電機は、高圧炉心スプレイ系統のバウンダリ内にある設備として取り扱われるので、非常用交流電源の範囲外である。

非常用ディーゼル発電機のバウンダリについては、故障率データ収集ガイドに記載されている機器バウンダリを参照する。

また、燃料油移送ポンプが非常用ディーゼル発電機の使命時間を満たすために必要である場合、燃料油移送ポンプはトレンのアンアベイラビリティに寄与するものとしてバウンダリに含める必要がある。

注意事項

本系統は、以下に該当する場合は、故障とはみなさない。

- ・ 外部電源が健全であればトリップするが、外部電源喪失時にはバイパスされる回路の誤動作
- ・ 外部電源喪失中に作動する必要のない機器の誤動作（例：非常用ディーゼル発電機を外部電源と同期させるために使用する回路）
- ・ 起動に必要な設備の冗長部分が試験のために意図的に無効にされていたために起動に失敗したが、起動設備を通常の系統構成に戻したため、正常に起動を開始した場合

5.2 BWR 高圧注入系（高圧炉心スプレイ系（BWR-5）、高圧炉心注水系（ABWR））

MSPI の計算において対象とする機能

本系統の対象機能は、サプレッションプール（PRA の成功基準と使命時間を満たすために必要な場合は、復水貯蔵タンクも含む）から原子炉圧力容器に冷却水を注入することで炉

心を冷却する機能である。

対象とする機能のバウンダリ

本系統の対象とする機能のバウンダリは、水源であるサプレッションプール（PRA の成功基準と使命時間を満たすために必要がある場合は、復水貯蔵タンク）から、原子炉圧力容器に冷却材を注入する配管までの機器である。

対象には、系統起動時に状態を変更する必要がある弁を含める。対象の機器のバウンダリについては、「確率論的リスク評価（PRA）のためのデータ収集実施ガイド」に記載されている機器バウンダリを参照する。

なお、高圧炉心スプレイ系に AC 電源を供給するための専用のディーゼル発電機は、高圧炉心スプレイ系のバウンダリに含まれる。高圧炉心スプレイ系には、通常、原子炉圧力容器への高圧炉心スプレイ系配管内でのウォーターハンマーを防止するウォーターレグポンプが含まれる。ウォーターレグポンプおよびウォーターレグポンプ流路内の弁は間接関連系であり、高圧炉心スプレイ系のバウンダリには含まれない。

5.3 原子炉隔離時冷却系

MSPI の計算において対象とする機能

本系統の対象機能は、サプレッションプール（PRA の成功基準と使命時間を満たすために必要な場合は、復水貯蔵タンクも含む）から原子炉圧力容器に冷却水を注入することで炉心を冷却する機能である。

なお、原子炉圧力が保安規定における原子炉隔離時冷却系に対する運転上の制限が適用されない期間については、プラントが臨界中であってもアンアベイラブルな状態とはみなさない。

対象とする機能のバウンダリ

本系統の対象とする機能のバウンダリは、水源であるサプレッションプール（PRA の成功基準と使命時間を満たすために必要がある場合は、復水貯蔵タンク）から、原子炉圧力容器に冷却材を注入する配管までの機器である。

対象には、給水ラインの弁を含めない。これは、当該弁は通常運転中開状態であり、原子炉隔離時冷却系の機能を実行するために状態を変更する必要があるためである。

5.4 BWR 残留熱除去系

MSPI の計算において対象とする機能

本系統の対象機能は、サプレッションプールに蓄熱した熱を除去するための機能であり、

サプレッションプール冷却機能および格納容器スプレイ機能を対象とする。なお、これらの機能は、LOCA 時を含めた長期的な除熱機能を考慮しており、原子炉停止時冷却機能による除熱はモニタリング対象機能とはしない。

対象とする機能のバウンダリ

本系統の対象とする機能のバウンダリは、水源であるサプレッションプールから格納容器上部またはサプレッションプールへ冷却材を注入する配管までの機器である。

5.5 PWR 高圧注入系

MSPI の計算において対象とする機能

本系統の対象機能は、燃料取替用水タンクまたは格納容器の再循環サンプから原子炉容器に冷却水を注入することで炉心を冷却する機能である。

対象とする機能のバウンダリ

本系統の対象機能のバウンダリは、燃料取替用水タンクまたは格納容器の再循環サンプから原子炉容器に冷却水を注入することで炉心を冷却する配管までの機器である。

再循環運転時に余熱除去ポンプを用いた昇圧を行うプラントでは、高圧注入ポンプ吸込み部に接続する余熱除去ポンプ出口隔離弁を高圧注入系の対象に含める。

また、一部の機器は、複数のトレンのバウンダリに含まれることがある。

【例示】

- ・ 複数の高圧注入系が共通のヘッダー配管を介して低温側配管注入ラインに接続している場合は、注入ラインでの試験による待機除外または機器故障の影響は複数のトレンで考慮する必要がある。

5.6 PWR 補助給水系

MSPI の計算において対象とする機能

本系統の対象機能は、復水タンク・ピット（PRA の成功基準と使命時間を満たすために必要な場合は、代替の水源も含む）から蒸気発生器に冷却水を供給する機能である。

なお、ATWS 等の発生頻度が非常に低い事象の成功基準は考慮する必要はない。

対象とする機能のバウンダリ

本系統の対象とする機能のバウンダリは、復水タンク・ピット（PRA の成功基準と使命時間を満たすために必要な場合は、代替の水源も含む）から蒸気発生器に冷却水を供給するまでの機器である。給水管破断のような一部の起因事象では、補助給水が健全な蒸気発生器から逆流しないように、補助給水と事象の影響を受けている蒸気発生器との隔離が必要

な場合がある。この蒸気発生器隔離機能が必要とされていれば対象機能とする。

5.7 PWR 余熱除去系

MSPI の計算において対象とする機能

本系統の対象機能は、蒸気発生器を使用しない状況において、長期にわたり崩壊熱を除去する機能であり、燃料取替用水タンクまたは格納容器の再循環サンプから原子炉容器に冷却水を注入することで炉心を冷却する機能が含まれる。なお、これらの機能は、LOCA 時を含めた長期的な除熱機能を考慮しており、原子炉停止後の余熱除去機能はモニタリング対象機能とはしない。

対象とする機能のバウンダリ

本系統の対象とする機能のバウンダリは、燃料取替用水タンクまたは格納容器の再循環サンプから原子炉容器に冷却水を注入することで炉心を冷却する配管までの機器が含まれる。なお、格納容器スプレイ系統がリスク上重要な崩壊熱除去機能を果たす場合は、格納容器スプレイ機能を対象機能に含める必要がある。

5.8 原子炉補機冷却水系・海水系

MSPI の計算において対象とする機能

本系統の対象とする機能のバウンダリは、本系統のポンプから、本系統によってサポートされる対象系統のトレン/セグメント内の機器までである。

対象には、サポートされている系統の単一の対象のトレン/セグメントへの冷却水ライン内の全ての弁は、サポートされている系統の対象のトレン/セグメントのバウンダリに含まれる。

なお、常用系と安全系の補機冷却を共用している共用型の補機冷却系の場合は、常用系と安全系を隔離する弁はリスク上重要な機器であることを考慮し、当該隔離弁を原子炉補機冷却系・海水系のバウンダリに含める。隔離弁周りのバウンダリの例を図 2 に示す。

注意事項

原子炉補機冷却海水系のストレーナおよびスクリーンは、原子炉補機冷却水系・海水系の URI 対象機器とはみなさない。対象の冷却機能を果たすが利用できないようになるストレーナまたはスクリーンの閉塞は原子炉補機冷却海水系のアンアベイラビリティとして、UAI の計算で考慮する。ストレーナまたはスクリーンに問題が発生し、その影響によりポンプが故障した場合、その事象はポンプの故障とみなし、URI の評価で考慮する。

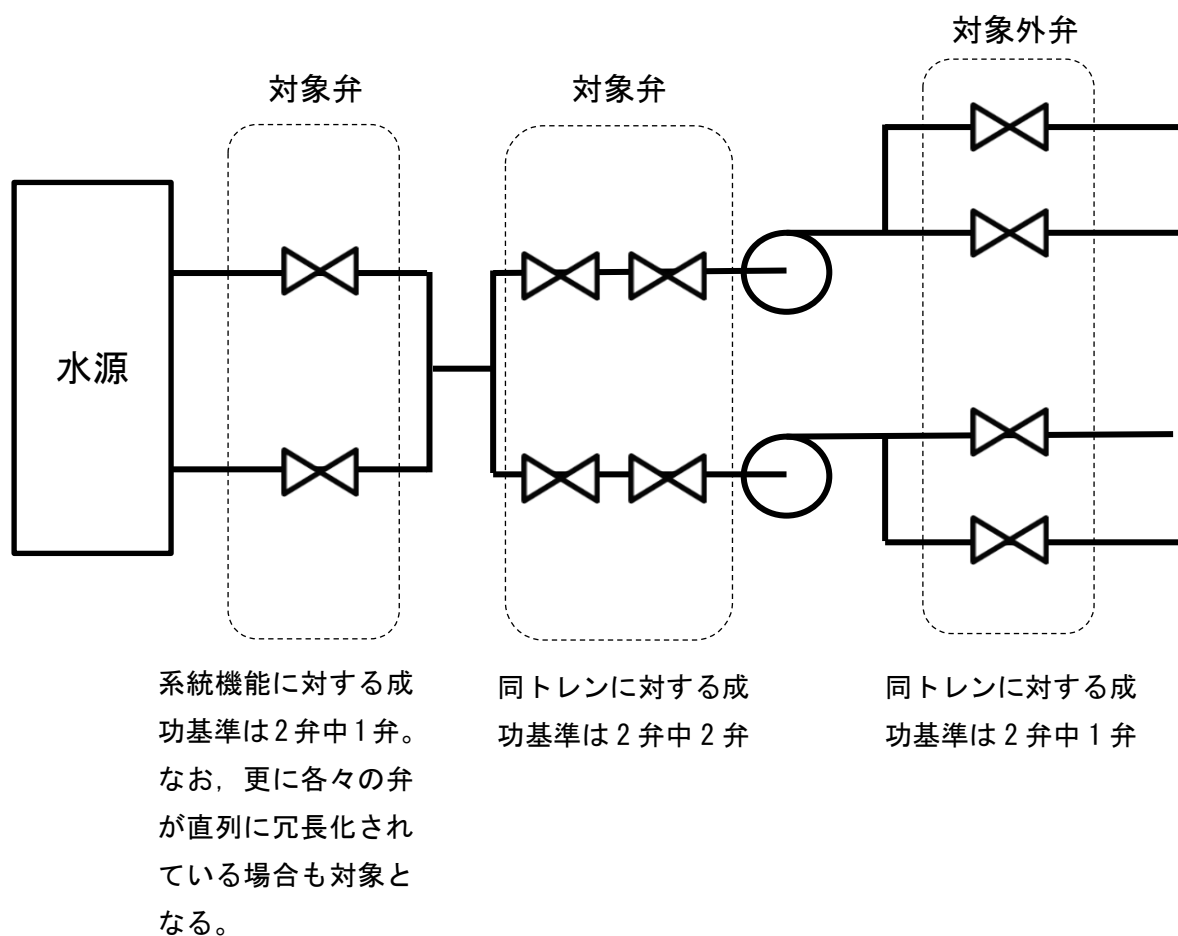


図 1 弁の選定方法

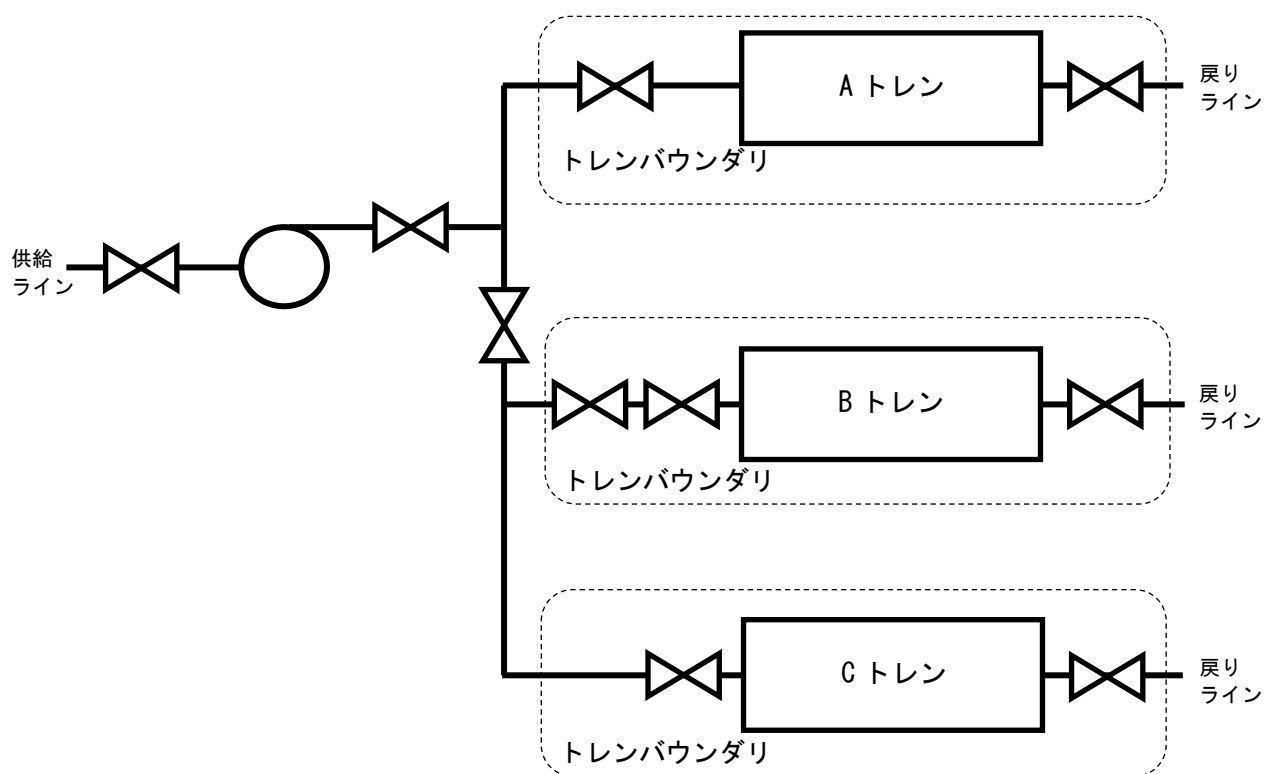


図 2 原子炉補機冷却水系における隔離弁周りのバウンダリの例

添付書類(5)

略語の説明

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor	改良型沸騰水型軽水炉
ALARA	As Low As Reasonably Achievable	合理的に達成可能な限り低く
AOP	Abnormal Operating Procedure	異常時運転手順
ARI	Alternative Rods Injection	代替制御棒挿入
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	スクラム失敗事象
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型軽水炉
C/C	Control Center	コントロールセンタ
CCTV	Closed Circuit Television	映像監視システム
D/G	Diesel Generator	ディーゼル発電機
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却系
EOP	Emergency Operation Procedure	非常時運転操作手順書
ESF	Engineered Safety Features	工学的安全施設
HPCI	High Pressure Coolant Injection system	高圧炉心注水系
LCO	Limiting Conditions for Operation	運転上の制限
LOCA	Loss Of Coolant Accident	冷却材喪失事故
M/C	Metal-Clad Switchgear	メタクラ
P/C	Power Center	パワーセンタ
MS	Mitigation System	異常影響緩和系
PM	Preventive Maintenance	予防保全
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型軽水炉
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling system	原子炉隔離時冷却系
RCS	Reactor Cooling System	原子炉冷却系
RCSL	Reactor Coolant System Leakage	原子炉冷却材漏えい率
RPS	Reactor Protection System	原子炉保護系
SRV	Safety Relief Valve	逃し安全弁
#N/A	Not applicable	該当なし

(余白)

監視領域とPIの関係について

本資料は7つの監視領域（小分類）と指標の関係についてまとめたものである。

（１）発生防止の監視領域

概要

本監視領域の目的は、プラント運転中に擾乱を与え、拡大防止や影響緩和の安全機能が必要となる可能性のある事象の発生頻度を制限することである。このような事象が適切に緩和されず複数の障壁が破られた場合には、公衆の健康や安全を脅かす原子炉事故が発生する可能性がある。事業者はこれらの事象を低頻度に維持することによって、原子炉事故の可能性を低減しなければならない。このような事象には、タービントリップ、給水喪失、外部電源喪失および他の重大な原子炉過渡事象による原子炉スクラム・出力変動が含まれる。

安全実績指標（PI）

多くの場合リスクは、比較的高い頻度で発生する事象よりも、頻度の低い起因事象によって決まることをPRAは示してきた。こういった低頻度・高リスク事象がこの監視領域のPIを選定する際に考慮されている。この監視領域の指標はすべて、起因事象または起因事象をもたらすような過渡状態の件数である。これらは定量化でき、安全性の期待値との間に論理的な関係があり、データが容易に入手できるため、使用目的にかなうものである。これらの指標自体は必ずしも直接的にはリスクに関連してはいないが、装置の故障、人的ミス、および通常とは異なるプラント構成と関連して、原子炉事故につながる恐れのあるシーケンスの最初のステップである。また、是正されなければ事故のリスクを増大させる問題の兆候を示す。

（２）拡大防止・影響緩和の監視領域

概要

本監視領域の目的は、炉心損傷を防止するために、起因事象の拡大防止・影響緩和機能を有する系統のアベイラビリティ、信頼性（リライアビリティ）、および機能が維持されていることを監視することにある。

拡大防止・影響緩和に係る系統の可用性と信頼性を維持することによって、重大事故の可能性を低減し、炉心損傷に至るリスクを抑えることができる。

拡大防止・影響緩和に係る系統は、非常用炉心冷却系、残留熱除去系、および非常用所内電源系などと、それらをサポートする系統により構成される。

安全実績指標 (PI)

本監視領域の目的を達成するため、「安全系の使用不能時間割合」と「安全系の機能故障件数」を指標として設定する。

なお、「安全系の使用不能時間割合」については、今後「緩和系性能指数 (MSPI)」に移行される。

「安全系の使用不能時間割合」は、安全系機器の待機状態を監視する指標で、必要待機時間に対する LCO 逸脱時間を測定する。

「安全系の機能故障件数」は、機器または系統の影響緩和機能を妨げた、または妨げる可能性のあった状態を監視する指標で、保安規定に定める安全系の運転上の制限を逸脱した件数を測定する。

これら安全系の指標により、安全系機器のアベイラビリティ、信頼性、および機能が維持されていることの監視と、間接的ではあるが、安全系機器の運転および保守管理の有効性についての監視を行う。

安全系の指標の値が小さいことは、ある安全系がその機能を果たすことに失敗する確率が小さいことを意味し、炉心損傷を防止する上での安全裕度がより大きいことを示している。

(3) 閉じ込めの維持の監視領域

概要

本監視領域の目的は、原子力発電所が備える障壁（燃料被覆管、原子炉圧力容器、原子炉格納容器）が事故や過渡事象に起因する核分裂生成物の放出から公衆を防護する合理的な保証を提供することにある。事業者は、閉じ込めに係る系統の信頼性を維持することで放射性物質の放出の可能性を低減する。

安全実績指標 (PI)

この監視領域の指標は、3つの障壁のうち2つを対象とする。

第一の障壁は、燃料被覆管である。燃料被覆管からの放射性物質の放出を測定することにより、燃料被覆管の機能の監視に役立てられる。

第二の障壁は原子炉冷却材圧力バウンダリである。原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持することにより、冷却材喪失事故の可能性を低減するとともに、過渡状態やその他の事象発生時においても原子炉格納容器内への放射性物質の放出を防止できる。

この監視領域の指標である、原子炉冷却材中のよう素 131 濃度と原子炉格納容器内への原子炉冷却材漏えい率の指標は、上述の2つの障壁の機能の監視又は健全性の測定を行う。

多量の放射性物質が原子炉格納容器内に放出されたとしても、第三の障壁である原子炉格納容器の健全性を維持すれば、周辺環境への放射性物質の放出は抑えられ、公衆の健康と安全に与える影響を制限することができる。なお、原子炉格納容器の健全性は、基本検査により確認される。

(4) 重大事故等対処および大規模損壊対処の監視領域

概要

本監視領域の目的は、事業者が重大事故に至るおそれがある事故または重大事故が発生した場合（以下「重大事故等発生時」という。）、および大規模な自然災害または故意による航空機の衝突その他のテロリズムによりプラントに大規模な損壊が生じた場合（以下、「大規模損壊発生時」という。）におけるプラントの保全のための適切な活動を実施できるようにすることである。

核原料物質、核燃料物質および原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下、「原子炉等規制法」という。）第 43 条の 3 の 6 第 1 項第 3 号および「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」は、「重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の要件を定義し、事業者は、保安規定に基づきこの要件を実施する。この要件は、重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することおよび有効性評価の前提条件を満足することを確認するための成立性の確認訓練（以下「成立性の確認訓練」という。）ならびに重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための訓練（以下「技術的能力の確認訓練」という。）を通じて、確認することができる。

安全実績指標 (PI)

本指標は、重大事故等発生時および大規模損壊発生時におけるプラントの保全のための適切な活動を実施する事業者の能力の定量的指標であり、現場の重大事故等対処および大規模損壊対処プログラムを評価するものである。

具体的には、重大事故等発生時および大規模損壊発生時におけるプラントの保全のための適切な活動を確認するため、必要な技術的能力を満足することを確認する保安規定に基づく訓練の実績（参加割合および操作の成立性）と、使用する設備のアベイラビリティや信頼性としての保安規定に基づく運転上の制限逸脱件数を測定する。

事業者の活動実績のすべての側面を本指標で監視できるわけではないため、本指標で監視しきれないリスク上重要な領域は、基本検査によって監視・評価される。

(5) 公衆に対する放射線安全の監視領域

概要

本監視領域の目的は、原子力発電所から環境中に放出される放射性物質による被ばくに対して公衆の健康と安全を確実且つ適切に防護することである。

原子力発電所から環境中への放射性物質の放出としては、通常運転時の放射性気体廃棄物および放射性液体廃棄物の放出等が挙げられる。

この監視領域では、放射性廃棄物の放出に係る目標値等を用いる。これは、環境中に放出された放射性物質から公衆が受ける「合理的に達成できる限り低い」(ALARA)線量を定義し、事業者はそれらを遵守することにより、公衆の健康と安全の防護を維持することができる。

安全実績指標 (PI)

本指標は、公衆に不要な被ばくをもたらす可能性がある放射性廃棄物の意図しない放出を監視、評価するために設定するものであり、原子力発電所において定める放射性廃棄物の放出に係る目標値等の超過件数を測定する。この指標により、公衆が過度な被ばくを受ける前にパフォーマンス低下の特定を可能とする。

なお、モニタリング設備自体のパフォーマンス等については、基本検査によって、監視、評価される。

(6) 従業員に対する放射線安全の監視領域

概要

本監視領域の目的は、過剰被ばくを防ぐため放射線や放射性物質による職業被ばくを管理し、作業員の線量を監視・管理し、さらに最小限に抑える積極的かつ有効な ALARA プログラムを実施することにより放射線業務従事者を確実且つ適切に防護することである。

放射線業務従事者に対する日常的な被ばくに対する防護の適切性は、放射線業務従事者の被ばく線量により確認される。

被ばく評価は、個々の放射線業務従事者に対して行われる。単一の雇用者の下で勤務している者は、当該雇用者の下での被ばく線量を、複数の雇用関係がある者（複数の発電所で作業する者）については、雇用の都度、被ばく線量を積算して評価する必要がある。これにより、放射線業務従事者個人に対しての各発電所での放射線管理が、適切に実施されているか確認することができる。

安全実績指標 (PI)

従業員に対する放射線安全の監視領域の指標は、「被ばく線量が線量限度を超えた件数」「事故故障等の報告基準の実効線量 (5mSv) を超えた計画外の被ばく発生件数」の 2 つである。

被ばく線量が線量限度を超えた件数については、放射線業務従事者が法令に定める線量限度を超えた被ばくの件数をカウントすることにより、発電所における放射線管理が適切に行われているか確認するものである。

事故故障等の報告基準の実効線量(5mSv)を超えた計画外の被ばく発生件数については、放射線業務従事者に対する計画外の被ばくの発生件数をカウントすることにより、意図せぬ事象が発生しないよう発電所における放射線管理が適切に行われているか確認するものである。

(7) 核物質防護の監視領域

概要

本監視領域の目的は、原子力規制委員会が別に定める妨害破壊行為等の脅威（炉規則第91条第2項第29号）に対して、防護措置を確実に実施することである。

現在まで、妨害破壊行為により放射性物質を漏えいしたことはないが、妨害破壊行為の発生を想定すると、安全上重要な設備が使用できなくなり原子炉の安全と公衆の健康を脅かす事態になることもリスクとして見込む必要がある。

このため、原子力規制委員会が別に定める妨害破壊行為等の脅威に対する防護措置を確実にすることにより、原子炉の安全と公衆の健康を脅かすリスクを抑えることができる。

安全実績指標（PI）

本指標は、立入制限区域および周辺防護区域における侵入検知器および監視カメラの使用不能時間割合を評価する。

侵入検知器または監視カメラが劣化や故障して使用不可能となり、その代替措置として補償（警備員による立哨）を実施する場合、防護レベルの低下はないものの、侵入検知器または監視カメラの信頼性向上等が必要であることを示している。

（本頁以下余白）

発行者：原子力エネルギー協議会
問い合わせ先 contact@atena-j.jp