

AESJ-SC-TR014 : 2024



標準委員会 用語辞典 : 2024

標準委員会 技術レポート

2024年9月

一般社団法人 日本原子力学会

標準委員会

TR014 : 2024

まえがき

標準委員会 用語辞典：2024 は、日本原子力学会が標準委員会にて制定する標準に使用する“用語及び定義，略語”について追加すべきものを検討し，4 専門部会，標準活動基本戦略タスク，標準委員会での審議を経て策定・発行したものです。

標準委員会が制定する標準には，“用語及び定義，略語”が記載されています。記載されている用語には，既発行の複数の標準にて重複しているものがあります。また，それぞれの標準に適合するべく表現を見直している場合も見られます。これは，標準の制定時期によって，用語の定義を見直し，より適切なものに改定されることによってしています。

新たに標準を作成する場合に，“用語及び定義，略語”を定めるに当たり，既発行の標準の調査を実施していますが，引用規格に記載されている用語も必要に応じて記載しています。その場合には，複数の標準にて定義される“用語及び定義，略語”を相互に整合させることが必要となります。

標準を利用する立場の観点からは，幾つかの問題点が指摘されます。まず，標準によって用語の定義が異なる場合には混乱を引き起こす可能性があります。次に，他の標準と共通の用語とその標準特有の定義として使用される用語とが同列に記載されているため，両者の判別が困難となります。

標準委員会にて制定する標準の複数で使用される“用語及び定義，略語”をまとめて収録，定義，解説した用語辞典を制定することによって，これらの課題に対処することといたしました。

標準委員会
委員長 山本 章夫

改定履歴

- ・ 2017.03 制定
- ・ 2018.03 第 1 回改定
- ・ 2019.03 第 2 回改定
- ・ 2020.06 第 3 回改定
- ・ 2023.06 第 4 回改定
- ・ 2024.09 第 5 回改定

目 次

| | |
|---------------------|----|
| 1. 適用範囲 | 1 |
| 2. 用語の範囲 | 1 |
| 3. 使用の方法 | 1 |
| 4. 改定の頻度 | 1 |
| 5. 用語及び定義, 略語 | 2 |
| | |
| 表 1 略語一覧 | 72 |
| 解説 | 77 |

日本原子力学会技術レポート

標準委員会 用語辞典 : 2024

Standards Committee Glossary : 2024

序文

この技術レポートは、標準委員会の標準に使われる用語の定義を、説明するとともに、使用方法を解説し、標準解釈の混乱回避及び標準作成の効率化を図ることを目的としている。

1. 適用範囲

この技術レポートは、日本原子力学会標準委員会が発行する標準で使用される用語及び定義、略語を説明する。

なお、個別の標準においてこの技術レポートの用語とは異なる定義がなされている場合には、当該標準ではそこで規定されている定義が優先される。

2. 用語の範囲

この技術レポートに収録している用語は、原子力安全に関する標準委員会の標準の中で特別な意味又は定義をもたせている用語である。基本的な用語（ α 線など）、他分野（地質学など）でよく使われる専門用語、及び特定の標準の中だけで特殊な定義で使う用語は含めていない。また、一般的な用語（名詞）を個別の意味で用いている場合は、原則として除外するが、残す場合は説明、注釈を充実する。対象としている標準は解説に示す。

3. 使用の方法

複数の定義がある場合は、番号を付けて並べて記載しているが、標準策定者又は標準使用者は、当該標準の目的に沿ったものを使えばよい。それぞれの定義には、文末に主に使用する分野を括弧で記載するとともに、必要に応じ、通常使われる文脈での使用例、類似の用語、その他の説明を付けている。

4. 改定の頻度

この技術レポートは、標準委員会の標準で使われる用語の最新の定義を記すものであるため、毎年更新する。

5. 用語及び定義, 略語

標準委員会が制定する標準に使用する用語の定義を示す。また, 略語の一覧を表 1 に示す。

5.1

アクシデントマネジメント (AM : accident management)

シビアアクシデントに対して講じる一連の措置。

設計基準事故を超え, 炉心又は使用済燃料プール/使用済燃料ピット内の燃料が大きく損傷するおそれのある事態又は大きく損傷した事態に対し, 設計に含まれる安全余裕, 安全設計上想定した本来の機能以外にも期待し得る機能, そうした事態に備えて新規に設置した機器などを有効に活用して講ずる一連の措置。

この措置は次からなる。

- (a) シビアアクシデントの発生防止措置
- (b) シビアアクシデントに拡大した場合の影響緩和措置
- (c) 安全状態の安定的かつ長期的な確保のための措置 (軽水炉の安全分野)

5.2

アクションレベル (action levels)

プラント設備の健全性確保の観点から必要となる措置の実施を判断するため, 管理項目に設定する値。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 アクションレベルにはアクションレベル 1, 2, 3 がある。

注釈 2 水化学管理分野に適用する。

5.3

ALARA

“as low as reasonably achievable” の略語。国際放射線防護委員会 (ICRP) が 1977 年勧告で示した放射線防護の基本的考え方を示す概念であり, “全ての被ばくは社会的要因及び経済的要因を考慮に入れながら合理的に達成可能な限り低く抑えるべきである” という基本精神に則り被ばく線量を制限するということを意味している。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 同様な概念に“ALARP (as low as reasonably practicable)” がある。これは英国において用いられ, リスクは合理的に実行可能な限りできるだけ低くしなければならない, というものである。ALARP の内容は, 原子力の施設と活動のリスクについて, 英国 HSE (Health and Safety Executive) が ALARP という用語で示しているリスク抑制の原則と本質的に同じものである。

5.4

安全因子 (Safety Factor)

原子力施設の安全性の総合的な評価を行い、将来の安全性向上措置を考案するため、細分化された、安全性の重要な要素。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 “原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針：2015”では、次の14の安全因子に設定している。評価において、独立した安全因子として14より多く設定してもよい。

- (1) プラント設計
- (2) 安全上重要な SSCs の現状
- (3) 機器の性能保証
- (4) 経年劣化
- (5) 決定論的安全解析
- (6) 確率論的リスク評価
- (7) ハザード解析
- (8) 安全実績
- (9) 他のプラントでの経験及び研究成果の利用
- (10) 組織、マネジメントシステム、及び安全文化
- (11) 手順
- (12) ヒューマンファクター
- (13) 緊急時計画
- (14) 放射性物質が環境に与える影響

5.5

安全確保活動

原子力施設の立地、建設、運転及び廃止の各段階において、異常の発生防止、異常の拡大防止及び影響の低減の措置を的確に実施するなど、原子力施設の安全に寄与する活動。（リスク評価分野）

5.6

安全機能（safety function）

原子力施設の安全性を確保するために必要な各種の機能。安全保護系の設定値などの安全機能に対する事象シナリオ上の仮定に関わる原子炉施設固有のパラメータを、安全機能パラメータ（parameter on safety function）と呼ぶ。（軽水炉の安全分野、リスク評価分野）

5.7

安全上重要な SSCs

高温停止、低温停止の達成・維持及び放射性物質の閉じ込めに必要な機能を有する SSCs（構築物（structures）、系統（systems）及び機器（components））。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 “核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律”第 43 条の 3 の 14 に技術上の基準に適合するように維持するとされている SSCs を含む。

5.8

安全性向上措置

プラントの安全性を向上させるための措置。ハードウェア，ソフトウェアにかかる措置，さらにマネジメントにかかる措置もある。“プロアクティブ・セーフティレビュー (PSR+)”では，総合評価において安全性向上措置候補の中から妥当かつ実行可能であるものとして抽出される。（軽水炉の安全分野）

5.9

安全評価パラメータ (safety parameter on licensing criteria)

評価対象の原子力施設の安全性を確認するために，評価目的に応じて選定されるパラメータ。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 判断基準への適合性を確認するために重要な役割を果たす。例えば，PCT, MCPR などのパラメータがある。

5.10

安全余裕 (safety margin)

安全評価によって得られた安全評価パラメータの予測値と判断基準値との差異。核熱水力の分野では，核熱水力安定性の評価によって得られた減幅比又は減衰係数の予測値と判断基準値との距離。（軽水炉の安全分野）

地震リスク評価の分野では，対象とする建屋・機器，又は系統に作用する荷重（又は歪など）に対して，構造損傷又は機能損傷に関する限界荷重（又は歪など）が何倍（又は何%）の大きさであるかを表す指標として，安全裕度 (seismic safety margin) と呼ぶ。（リスク評価分野）

5.11

アンリライアビリティ (unreliability)

ある SSCs が故障によって機能を果たすことが出来ない状態となる確率。（リスク評価分野）

5.12

イオン交換樹脂処理法

採取試料中のコバルト 60 などの妨害核種をイオン交換樹脂により取り除いて測定する方法。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 水化学管理分野に適用する。

5.13

移行係数 (transfer factor)

ある環境媒体（土壌など）から他の環境媒体（農作物など）への物質の移行割合を表す比例定数。（サイクル・廃棄物分野）

5.14

1 センチメートル線量当量

ICRU 球を単一方向の面平行ビームの放射線で照射したとき、入射方向に沿い入射面から主軸上 1 センチメートルの深さにおける線量当量。国際放射線単位測定委員会（ICRU）が定めた、場所に関わる放射線の量の一つである。（基盤技術・廃止措置の分野）

注釈 1 ICRU 球とは、ICRU が使用を勧告している密度 1 g/cm^3 の人体軟組織等価材からなる直径 30 cm の球体モデルであり、その元素組成は質量百分率で酸素 76.2 %、炭素 11.1 %、水素 10.1 %、窒素 2.6 % である。サーベイメータなどで測定する周辺線量当量率のうち、全身被ばくに関する線量率は、1 センチメートル線量当量率である。

5.15

溢水区画

内部溢水の空間的な影響を解析するために設定した、プラント内最小区画単位。（リスク評価分野）

5.16

溢水シナリオ

ある溢水区画で発生した溢水が、その溢水区画内の設備に影響を与えるかどうか、さらに当該溢水が隣接溢水区画に伝播して、伝播先溢水区画内の設備にも影響を与えるかどうか、そしてそれらの結果としてどのような起因事象及び緩和設備への影響が起こりうるのかを示す一連の状態推移。（リスク評価分野）

5.17

一次冷却系補給水

通常運転時の炉心反応度制御のためのほう酸希釈又は一次冷却系への水張り時に用いる水。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 水化学管理分野に適用する。

5.18

一般データ (generic data)

当該施設のデータではなく、他施設、一般産業界などから得られるデータ。（リスク評価分野）

注釈 1 新規施設／新規設備のため当該施設のデータがないときなどに用いられる。また、共通原因故障の分析では、一般データを分析し、当該施設の評価を実施する。

例 他施設及び／又は一般産業界から得られる機器の故障件数、運転時間、デマンド回数

5.19

一般パラメータ (generic parameter)

当該施設固有のデータのみを用いず、一般データ又は専門家判断を活用して作成されたリスク評価用パラメータ。（リスク評価分野）

例 一般産業界のデータに基づく起因事象発生頻度、故障確率のパラメータ、一般産業界の類似機器のパラメータ

5.20

イベントツリー (event tree, ET)

起因事象などを出発点に、事象がどのように進展して最終状態に至るかを、関連する緩和設備の作動の成否などを分岐として樹形状に展開した図式。（リスク評価分野）

5.21

陰イオン交換フィルタ法

採取試料中の放射性よう素を陰イオン交換ろ紙に吸着させる方法。（軽水炉の安全分野）

5.22

インターフェイスシステム LOCA (IS-LOCA, Interface System LOCA)

原子炉冷却材圧力バウンダリと、それと直結した格納容器外の低圧系との隔離に失敗した場合に、原子炉冷却系の圧力が低圧系に付加されるために発生する LOCA。（リスク評価分野）

注釈 1 この事故で炉心損傷事故に至ると、燃料から放出された放射性物質が格納容器をバイパスして環境へ放出される可能性がある。

5.23

ウェザリング

地表面や植物表面に沈着した放射性物質が風、降雨などの自然現象によって沈着表面から除去されるプロセス。（リスク評価分野）

5.24

ウォッシュアウト

放射性物質が雨によって大気中から地表面に移動すること。（リスク評価分野）

5.25

エナジェティック現象

炉心損傷事故時に発生する物理化学現象の中で、原子炉（圧力）容器内又は格納容器内で圧力及び／又は温度が急激に上昇し、バウンダリの健全性を脅かす恐れのある事象。（リスク評価分野）

注釈 1 原子炉（圧力）容器内での水蒸気爆発、格納容器雰囲気直接加熱、原子炉（圧力）容器外での水蒸気爆発、水素爆轟が該当する。原子炉（圧力）容器とは、原子炉容器又は原子炉圧力容器を指す。

5.26

FEP (feature, event and process)

廃棄物埋設地、地質環境及び生活環境の各要素の特性（feature）、特性に影響を与える事象（event）及びその時間的な進展（process）（サイクル・廃棄物分野）

注釈 1 FEPs (features, events and processes) と複数形で表記される場合も多い。

5.27

応答 (response)

地震動が作用することによって建屋・機器に生じる加速度、変位、応力など。（リスク評価分野）

5.28

応答係数 (response factor)

現実的応答を求めるために、設計応答の保守性を係数で表したもの。（リスク評価分野）

5.29

応答の相関性 (correlation of response)

複数の建屋又は機器が地震動を受けた場合に、振動特性及び減衰特性の似た複数の建屋又は機器間において、似たような応答を示すこと。（リスク評価分野）

5.30

汚染の除去

核燃料物質によって汚染された施設、設備、機器又は解体撤去物等の放射能レベルを低減すること。汚染の除去には、放射能の減衰、解体前除染及び解体後除染がある。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.31

階層化処理/階層イベントツリー (hierarchization treatment / hierarchical event tree)

階層化処理とは、地震発生時に複数の構築物、系統及び機器 (SSCs) の故障が同時発生する可能性があるため、様々な単一故障起因事象及び多重故障起因事象のうちプラントへの影響のもっとも厳しい起因事象で代表させ、それらをグループ化する処理。階層イベントツリーとは、階層化処理の結果を樹形状に表現したイベントツリー。(リスク評価分野)

5.32

解体工事

施設、設備又は機器の解体が含まれる、一連の工事のこと。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.33

解体後除染

解体後に、解体撤去物等のうち放射性廃棄物に対して行う除染。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.34

解体撤去物等

解体工事に伴い発生した施設、設備又は機器の撤去物及び工事用資材などの付随廃棄物。(基盤技術・廃止措置の分野)

注釈 1 解体撤去物等としては、放射性廃棄物、放射性物質として扱う必要のないものであるクリアランス物、放射性廃棄物でない廃棄物及び管理区域外から発生する廃棄物などが発生する。放射性物質として扱う必要のないもの、放射性廃棄物でない廃棄物及び管理区域外から発生する廃棄物などは、廃棄物又は有価物に分けられる。

5.35

解体前除染

解体工事又は安全貯蔵に先立って施設、設備又は機器に対して行う除染 (JIS Z 4001 参照)。(基盤技術・廃止措置の分野)

注釈 1 廃止措置対象施設のうち、核燃料物質によって汚染された施設、設備又は機器を解体しようとする時に周辺公衆と解体工事に従事する放射線業務従事者の被ばくを低減するために行うものであり、かつ、核燃料物質によって汚染された施設、設備又は機器の汚染を除去し放射能レベルを低減するために行うものである。除染工事として実施されるものであり、実施の前後で施設、設備又は機器の配置、形状などの物理的な状態が変化しないものである。

5.36

外的事象 (external event)

起回事象を引き起こす原因となる原子力施設の外部で発生する地震, 津波, 洪水などの事象。又は, 起回事象を引き起こす原因となる内部で発生する火災, 溢水などの事象 (機器のランダム故障及び人的過誤は含まれない)。 (リスク評価分野)

注釈 1 前者の事象を外部ハザード, 後者の事象を内部ハザードという。

5.37

概念モデル (conceptual model)

シミュレーションの対象となるシステムで生じる実現象について, 所期の利用目的に照らして理想化して概念的に記述するとともに, システムの範囲及び環境条件, 時間発展シナリオ, 構成要素, 並びに関連する全ての有意と想定される物理・化学現象及び重要な物理プロセスについて, 所期の利用目的に照らして特定し整理したモデル。 (基盤技術・廃止措置の分野)

原子炉施設内で発生すると想定され, 統計的安全評価の対象となる事象において, 考慮する必要のある原子炉施設内の系統の範囲及びその状態, 事象シナリオ, 物理領域, 並びに関連する全ての有意と想定される物理的な現象及び/又は化学的な現象に対して, 安全評価の実施方針に照らして特定し整理したもの。 (軽水炉の安全分野)

注釈 1 統計的安全評価では PIRT が最も重要な概念モデルに当たる。

5.38

改良水化学 (improved water chemistry)

現在の水化学管理方法と比較して更なる炉心外機器及び配管の線源強度低減, 構造材健全性及び燃料健全性確保を目的とした水質管理方法。 (軽水炉の安全分野)

5.39

改良水化学適用時 (improved water chemistry application)

応力腐食割れ (SCC) 環境緩和や被ばく低減を目的として系統に薬品などを注入している期間又は注入以降その効果を発揮する期間。 (軽水炉の安全分野)

5.40

確信度, 累積確率値, 信頼水準 (confidence level of probability, evaluated value at cumulative probability, confidence level)

設定された累積確率に相当するパラメータの値を累積確率値といい, 有限のサンプルによる母集団の近似がどの程度信頼できるかを示す指標を信頼水準という。設定された累積確率値及び信頼水準をまとめて表現する場合に確信度という。 (軽水炉の安全分野)

5.41

核熱水力安定性 (neutronic and thermal-hydraulic stability)

BWR 炉心内のボイド率及び燃料棒温度の変化を介した核的な反応度フィードバック系に再循環流路の動特性が加わった中性子束の振動特性。振動発生メカニズムによって、炉心安定性及び領域安定性に区分される。(軽水炉の安全分野)

5.42

核燃料物質

“核燃料物質, 核原料物質, 原子炉及び放射線の定義に関する政令”の第一条に定める物質。
(基盤技術・廃止措置の分野)

注釈 1 第一条は次のとおり。

(核燃料物質)

第一条 原子力基本法第三条第二号の核燃料物質は、次に掲げる物質とする。

- 一 ウラン二三五のウラン二三八に対する比率が天然の混合率であるウラン及びその化合物
- 二 ウラン二三五のウラン二三八に対する比率が天然の混合率に達しないウラン及びその化合物
- 三 トリウム及びその化合物
- 四 前三号の物質の一又は二以上を含む物質で原子炉において燃料として使用できるもの
- 五 ウラン二三五のウラン二三八に対する比率が天然の混合率をこえるウラン及びその化合物
- 六 プルトニウム及びその化合物
- 七 ウラン二三三及びその化合物
- 八 前三号の物質の一又は二以上を含む物質

5.43

格納容器イベントツリー (containment event tree)

プラント損傷状態を出発点として、事象がどのように進展して格納容器機能喪失に至るかを、関連する緩和設備の作動の成否などを分岐として樹形状に展開した図式。(リスク評価分野)

5.44

格納容器隔離失敗

事故時に、格納容器の隔離機能が喪失して、格納容器からの放射性物質の漏えいを防止できないこと。(リスク評価分野)

5.45

格納容器機能喪失

原子力発電所において、格納容器の構造的及び／又はシステム的な要因によって、格納容器の圧力境界の健全性が喪失し、目的とする評価に影響する規模での放射性物質の環境への放出が生じること。(リスク評価分野)

5.46

格納容器機能喪失頻度 (containment failure frequency, CFF)

単位時間当たりの格納容器機能喪失の発生回数、又はその期待値。(リスク評価分野)

5.47

格納容器機能喪失モード (containment failure mode)

原子力発電所の最終状態を、炉心損傷事故時の原子力発電所の放射性物質閉じ込め機能、及び格納容器機能喪失に至るメカニズムに基づいて分類したもの。(リスク評価分野)

注釈 1 格納容器が健全に維持される最終状態も格納容器機能喪失モードの分類に含める。

5.48

格納容器先行破損

炉心損傷が発生する前に、格納容器破損に至る事象。(リスク評価分野)

5.49

格納容器の負荷

格納容器構造物に対する圧力、温度などの荷重に対する総称。(リスク評価分野)

5.50

格納容器バイパス (containment bypass)

燃料から放出された放射性物質が格納容器雰囲気を経由することなく環境に放出される経路が生じる事象。(リスク評価分野)

5.51

格納容器バウンダリ

環境への放射性物質の放散に対する障壁を形成する格納容器の境界のこと。(リスク評価分野)

注釈 1 格納容器貫通部ノズル及びベローズなどを含む原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器を貫通する配管及び隔離弁の箇所が該当する。

5.52

隔膜電極法

隔膜ポーラログラフイーを原理とする溶存水素計を用いる分析法。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 隔膜電極は, 隔膜の内側にある作用電極, 参照電極及び電解液から構成される。隔膜を透過した水素は作用電極で酸化され, この酸化量に比例した電流が流れる。

5.53

確率モデル

推定対象のパラメータを仮定したとき, 観測される事象の発生確率(離散の場合)又は確率密度(連続の場合)。(リスク評価分野)

5.54

確率論的安全評価/確率論的リスク評価

重大な炉心損傷に至る事象に着目して, 炉心損傷に至る事故シーケンスと炉心損傷後の放射性物質の推移を同定し, その発生頻度と影響を推定する評価。(軽水炉の安全分野)

5.55

過酷度因子

火災源の熱放出率の確率密度。(リスク評価分野)

5.56

火災隔壁

必要な耐火能力を有することが認証された建造物の構成要素。認証されていないものを隔壁と呼ぶ。(リスク評価分野)

例 耐火能力をもつ壁, 床, 梁, 接合部, 柱, 貫通部のシール, 防火ドア, 防火ダンパ

5.57

火災区画

火災のプラントへの影響を適切に考慮するために内部火災 PRA 実施時に評価対象のプラント内に設定する便宜上の評価単位区画。(リスク評価分野)

5.58

火災シナリオ

ある火災区画で発生した火災が、その火災区画内の設備に影響を与えるかどうか、さらに当該火災が隣接火災区画に伝播して、伝播先の火災区画内の設備にも影響を与えるかどうか、そしてそれらの結果としてどのような起因事象及び緩和設備への影響が起こりうるのかを示す一連の状態推移。（リスク評価分野）

5.59

ガス抽出法

溶存水素を気相部に抽出し、ガスクロマトグラフ分析を行う方法。（軽水炉の安全分野）

5.60

仮設設備

廃止措置時に行われる解体工事及び／又は除染工事のために一時的に設置される設備、機器など（例参照）。（基盤技術・廃止措置の分野）

例 汚染拡大防止囲い、局所排風機など

5.61

乾燥密度（dry density）

土、コンクリートなどの単位体積当たりの固体粒子の質量。（サイクル・廃棄物分野）

注釈 1 コンクリートの場合は、JASS 5N T-601 及び JASS 5N T-602 では“乾燥単位容積質量”とされているが、この標準では、土などに対する JIS A 1210:2009 の呼称に合わせて“乾燥密度”に統一した。

5.62

管理期間（control period）

処分場における放射性廃棄物の受入れの開始から廃止措置の開始までの期間。（サイクル・廃棄物分野）

注釈 1 廃棄物埋施設において、操業を行う期間及び監視、巡視、点検、特定行為の制約などの管理を行う期間。

5.63

管理項目（control parameters）

構造材健全性及び燃料健全性を損なうおそれのあることが明らかになっている水質項目であり、アクションレベルを設定する項目。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 水化学管理分野に適用する。

5.64

緩和手段 (mitigation measures)

起回事象又は事故進展時に発生する事象を緩和し、次の全て又は一部を目的として実施する手段。

- ・ 事故による炉心損傷への波及阻止
- ・ 事故による原子炉（圧力）容器破損への波及阻止
- ・ 事故による格納容器機能喪失への波及阻止
- ・ 事故による環境への放射性物質などの放出抑制

このために主に運転員が行う操作を緩和操作と呼ぶ。（リスク評価分野）

注釈 1 放射性物質に加え、UF₆と水との化学反応に伴う派生物を含め“放射性物質など”と表記する。

5.65

緩和設備 (mitigation system)

起回事象の影響を低減し、炉心損傷、格納容器機能喪失、及び／又は放射性物質などの放出を伴う事故の影響を低減する機能をもつ設備又は系統。（リスク評価分野）

注釈 1 常用系の設備であっても安全機能をもつ場合には、緩和設備に含める。放射性物質に加え、UF₆と水との化学反応に伴う派生物を含め“放射性物質など”と表記する。

例 原子炉停止系、非常用炉心冷却系、残留熱除去系、原子炉格納容器スプレイ系、気体廃棄物の廃棄施設の換気設備、可溶性中性子吸収材緊急供給系

5.66

Γ（ガンマ）型模型排気筒

トレーサガスを水平に放出する場合に用いる模型排気筒。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.67

起回事象 (initiating event)

通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷、格納容器機能喪失、及び／又は放射性物質などの放出を伴う事故へ波及する可能性のあるもの。（リスク評価分野）

注釈 1 “通常の運転状態”とは、原子力施設においては、計画的に行われる運転に必要な活動のことであり、原子力発電所においては、起動、停止、出力運転、高温待機、及び燃料体の取替えを含む。放射性物質に加え、UF₆と水との化学反応に伴う派生物を含め“放射性物質など”と表記する。

5.68

起回事象従属性 (initiating event dependency)

起回事象が、その事象の緩和設備の動作に影響を及ぼすこと。（リスク評価分野）

例 外部電源の喪失又は補機冷却水系の喪失は、関連する緩和設備のアンアベイラビリティに影響を与える。

5.69

機器除染

原子炉圧力容器，機器，配管などを，解体することなく又は分解することなく，個別に行う除染。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.70

基事象（basic event）

フォールトツリーにおいて，それ以上展開しない事象。（リスク評価分野）

例 人的過誤，機械的故障，境界条件に関連する事象

5.71

技術的要件（technical requirement）

法令に定められた技術基準を満たすための管理措置の目的に対応する，定量的又は定性的な技術条件。（サイクル・廃棄物分野）

5.72

気象サンプリング

一定期間一連（例えば，毎時1年間）の気象データにより構成される多数の気象シーケンスの中から，実際の計算に適用する気象シーケンスを抽出し，各気象シーケンスに対応した発生確率を割り当てることを含めた統計的処理。（リスク評価分野）

5.73

気象シーケンス

原子力施設で事故が発生して環境中に放射性物質が放出された時点（放出開始）から，放出放射性物質が評価対象領域外に過ぎ去るまでの一連の気象条件。（リスク評価分野）

5.74

起動時（start-up）

BWR プラントにおいては，原子炉を起動するための操作（制御棒の引抜きなど）を開始してから，定格熱出力又は定格電気出力に到達するまでの期間，PWR プラントにおいては，原子炉を起動するために燃料を装荷し，原子炉一次冷却材の水張り操作が完了してから，定格熱出力又は定格電気出力に到達するまでの期間。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 水化学管理分野に適用する。

5.75**機能維持失敗事象**

機器が期待される機能の維持に失敗する事象。（リスク評価分野）

例 外部リーク，内部リーク，閉塞，計装品の誤動作

5.76**機能損傷**

機械的動的機能，電氣的動的機能などに対して，地震時，又は断層変位作用時に機器が動作（起動）しない，動作しても要求される性能を発揮できない，動作していたものが停止してしまう，誤動作する，などの原因によって，所定の機能を果たすことができない状態。機能損傷に至る損傷の形態を，機能損傷モードという。（リスク評価分野）

5.77**給水（Feed water）**

二次系の脱気器以降 1)，蒸気発生器までに属する水。（軽水炉の安全分野）

5.78**共通原因故障（common cause failure）**

共通の原因によって，同時又は短期間のうちに二つ以上の機器に発生する故障。（リスク評価分野）

5.79**供用期間**

廃止措置対象施設が建設されてから運転又は使用されていた期間をいう。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.80**局所的動的圧力荷重**

動的圧力荷重のうち，構造物に対して部分的に作用する荷重。（リスク評価分野）

注釈 1 例えば，燃焼面に沿って圧力波が伝播する水素爆轟では，水素濃度の空間分布，圧力波の伝播を阻害する構造物の配置など，場所によって構造物に作用する荷重が異なる。

5.81**局所的な熱荷重**

熱荷重のうち、格納容器構造物に局部的に作用するもの。(リスク評価分野)

注釈 1 例えば、原子炉(圧力)容器から流出したデブリが、格納容器床面を流れ、格納容器バウンダリ構造物に接触するような場合に生ずる。

5.82

許容時間 (time available)

起回事象が発生した場合に、炉心損傷、格納容器機能喪失、及び／又は放射性物質などの放出を伴う事故への拡大防止の観点から、緩和設備の作動開始又は緩和操作の遂行までに許容される時間的余裕。(リスク評価分野)

注釈 1 放射性物質に加え、UF₆と水との化学反応に伴う派生物を含め“放射性物質など”と表記する。

5.83

金属キャスク (metal cask)

使用済燃料を輸送及び貯蔵するための金属製乾式容器。(サイクル・廃棄物分野)

注釈 1 密封容器、バスケット、トラニオン、中間胴、及びその他の部品で構成し、輸送時には緩衝体及び必要な場合は三次蓋を取り付ける。AESJ-SC-F002 “使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準”では、使用済燃料を収納した状態も含めて総称する。

5.84

金属不純物

系統水に含まれる溶解性成分及び不溶解性成分の金属 5 元素(クロム、鉄、コバルト、ニッケル、銅)。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 水化学管理分野に適用する。

5.85

グッドプラクティス

最新の国際的な規格基準に基づき実施され、良好な実績を収めた経験、事例。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 最新の国際的な規格基準とは、国際的に最新であると認知された規格基準のことをいい、例えば、IAEA 安全基準、技術文書 (TECDOC, ガイドラインなど), NRC 規制文書・技術レポート, ASME 規格/標準, などがある。なお、我が国の規格基準であって、最新の国際的な規格基準を反映している場合又は国際的に最新であると認知されている場合も含む。

5.86

クリアランス (clearance)

ある放射線源に起因する人の健康に対するリスクが無視できることから、放射性物質として扱う必要がなく、当該放射線源を放射線防護に係る規制の体系から外してもよいとすること。

(サイクル・廃棄物分野)

5.87

クリアランス対象物 (candidate items for clearance)

クリアランスの対象とできる物及び濃度が法令で定められており、事業者がその濃度などの確認の対象にしようとする物。(サイクル・廃棄物分野)

5.88

クリーンアップ (Secondary System clean up)

プラント起動に先立って、定期検査工事時に混入した不純物及び工事期間中に発生したさびなどを除去することを目的として二次系をフラッシングすること。(軽水炉の安全分野)

5.89

グレーデッドアプローチ (graded approach)

管理・制御するシステムに対して適用される手段、及び条件の厳格さを要求するレベルが、管理・制御の機能喪失の起こりやすさ、喪失による影響、及び喪失によるリスクレベルと、実行可能な範囲で見合ったレベルとするプロセス又は方法。(軽水炉の安全分野)

5.90

クレビス部 (Crevice region)

蒸気発生器伝熱管と管支持板管穴、及び管板上堆積スラッジとの間の狭あい部。(軽水炉の安全分野)

5.91

群構造

多群輸送計算コードで用いる群定数の境界エネルギー値を表す数列。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.92

計算モデル (computational model)

数学モデルの解を求めるため、安全評価の実施方針を満たす予測性能が得られるような適切な数値解析手法(空間・時間の離散化、解法、アルゴリズム、収束判定条件など)の下で、数学モデルを計算機のプログラムに変換したもの。(軽水炉の安全分野)

5.93

形状パラメータ

放射線による急性死亡確率を求めるための累積ハザード関数として用いられるワイブル (Weibull) 分布の分布の形を決めるパラメータ。(リスク評価分野)

5.94

系統除染

原子炉圧力容器, 機器, 配管などから構成される系統を, 解体することなく又は分解することなく, 行う除染。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.95

経年劣化事象 (ageing phenomenon)

劣化を生じさせる事象。(軽水炉の安全分野)

5.96

経年劣化管理 (ageing management)

原子力発電所の構築物, 系統及び機器の劣化に対する保守管理。(軽水炉の安全分野)

5.97

稀有事象近似

事象の発生確率を独立事象の確率の単純和で与える近似。(リスク評価分野)

5.98

決定論的評価 (deterministic evaluation)

対象とする事象の前提, 仮定及びその他の条件をあらかじめ定めて解析し評価すること。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 例えば, 設計基準事象を仮定して解析を行い, 安全保護系を含む安全系などの機能及び性能を評価して安全設計の妥当性を確認することなどがある。統計的安全評価も決定論的評価に含まれる。

5.99

原因共有事象

同じ原因による影響を受けて発生する複合事象。(リスク評価分野)

5.100

限界クォリテイ

沸騰遷移が生じる蒸気クオリティをいう。(軽水炉の安全分野)

5.101

現実的応答 (realistic response)

入力地震動及び物性値などの不確実さを考慮して求められた、確率量で表される建屋・機器の地震時応答。(リスク評価分野)

注釈 1 応答のばらつきを含む確率量として評価されることから、応答の確率分布として対数正規分布を仮定し、中央値と対数標準偏差を用いて応答を表すことがある。現実的応答の評価手法については、現実的な建屋・機器などの諸元を用いた地震応答解析を実施する応答解析に基づく方法と、設計応答値などに応答係数を乗じて評価する応答係数に基づく方法の2種類がある。

5.102

現実的耐力 (realistic capacity)

保守性を含まない耐力。(リスク評価分野)

注釈 1 現実的耐力は現実的応答と同様に確率量として評価される。

5.103

検証 (verification)

計算モデルが、その基礎となる数学モデルを忠実に表現し、かつ計算モデルの解を、デジタル計算機の打ち切り誤差及び収束許容値の範囲において導くことを確認する実施プロセス。(軽水炉の安全分野)

5.104

現状保全 (current maintenance program)

現在実施している保全内容。(軽水炉の安全分野)

5.105

原子炉一次冷却材

一次冷却系(原子炉容器、熱伝達ループ及び加圧器)及びその周辺系統(化学体積制御系及び余熱除去系等)に属する水。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 水化学管理分野に適用する。

5.106

原子炉(圧力) 容器破損

事故時に、デブリが原子炉（圧力）容器下部に堆積することによる熱荷重、原子炉冷却系内の圧力荷重などによって、原子炉（圧力）容器に構造的な損傷が生じ、原子炉（圧力）容器の圧力障壁の機能が喪失すること。（リスク評価分野）

5.107

原子炉施設（nuclear reactor facilities）

原子力発電所を構成する構築物、系統及び機器。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 “実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（原子力規制委員会，平成 25 年 6 月 28 日）” に記載されるもの。

5.108

健全性評価（Integrity evaluation）

原子炉の運転開始から仮定した評価対象期間における経年劣化事象の発生又は進展を予測して実施する、構築物、系統及び機器の安全機能に与える影響の評価。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 健全性評価制度でいう発見されたひび割れについての設備の構造上の健全性評価と異なる意味で使用している高経年化対策の用語である。

5.109

後期格納容器破損

後期大規模放出が発生する格納容器破損。（リスク評価分野）

5.110

後期大規模放出

サイト外の緊急時対応及び／又は防護措置が効果的に実施された後に、放射性物質が環境へ緩和なしで放出される状態。（リスク評価分野）

注釈 1 早期大規模放出と比較して、格納容器内での放射性物質の沈着などによって、環境への放射性物質の放出が緩和される。

5.111

高経年化技術評価（ageing management technical evaluation）

経年劣化が、構築物、系統及び機器の安全機能、耐震安全上の機能及び耐津波安全上の機能に及ぼす影響の評価。高経年化対応項目の抽出を目的とする評価。（軽水炉の安全分野）

5.112

高経年化対応項目（ageing management item）

高経年化技術評価で抽出される, 充実する必要がある保全内容, 継続する必要がある現状保全, 及び技術開発課題。(軽水炉の安全分野)

5.113

高経年化対策 (ageing management measure)

保守管理のうち原子力発電所の構築物, 系統及び機器に想定される経年劣化事象に対して, 長期間の供用を考慮した活動を行うこと。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 この対策は

- a) 運転初期からの経年劣化管理
- b) 10年ごとの経年劣化管理
- c) 高経年化対策検討
- d) 長期保守管理方針に基づく保守管理
を内容とする。

5.114

高経年化対策検討 (assessment of ageing management measures)

高経年化技術評価, 長期保守管理方針の策定及び技術開発課題の抽出。(軽水炉の安全分野)

5.115

構造損傷

断層変位作用時に, 建屋・構築物, 機器・配管系などの構成要素に大変形, 破断などが生じ, 機器のバウンダリ維持又は構造体としての支持機能に関する機能を喪失した状態。(リスク評価分野)

5.116

行動形成因子 (performance shaping factor, PSF)

人間信頼性解析で考慮する人的過誤確率に影響をもつ因子。(リスク評価分野)

例 作業環境, ヒューマンマシンインターフェイス, トレーニングレベル, 操作の難易度, 操作の遂行までに許容される時間余裕, ストレス

5.117

坑道の埋戻し部 (backfilled portion of a drift/tunnel/shaft)

埋設坑道などの地下埋設施設の建設及び廃棄体の搬入などのために設けた坑道を埋め戻した部位。(サイクル・廃棄物分野)

5.118

高レベル放射性廃棄物 (high-level radioactive waste)

使用済燃料の再処理によって発生した高い放射能レベルの放射性廃棄物をガラス固化したものの。
(サイクル・廃棄物分野)

注釈 1 放射性廃棄物の輸送容器に関わる標準においては、ガラス固化体を収納する容器
(例 キャニスタ) を含む。

5.119

故障モード (failure mode)

SSCs の故障の態様。(リスク評価分野)

例 起動失敗, 継続運転失敗, リーク

5.120

個別効果試験 (separate effects test, SET)

重要度ランクテーブル (PIRT) で着目された現象に対する挙動を個別に分離して確認するための試験。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 物理パラメータ及び安全評価パラメータに関する計算モデルの検証などに役立つことを目的とする。

5.121

コンクリートピット (concrete pit)

中深度処分及びピット処分において、廃棄体を定置するために廃棄物埋設地に設置される鉄筋コンクリート製の躯体 (構造物)。(サイクル・廃棄物分野)

5.122

コンポーネント効果試験 (component effects test, CET)

原子炉施設の機器、配管などの特定の物理領域内で生じる現象に対する挙動を、当該の物理領域に期待される動作又は性能に着目して確認するための試験。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 コンポーネントレベルの入力データの特性若しくは相関の同定又はコンポーネントレベルの計算モデルの妥当性確認に役立つことを目的とする。

5.123

サーベランス

保安規定における運転上の制限を満足していることを確認するため定期的実施する試験。
(軽水炉の安全分野)

5.124

最小カットセット (minimal cut set)

頂上事象を引き起こす基事象の最小の組合せ。(リスク評価分野)

注釈 1 ミニマルカットセットともいう。

5.125

最適評価コード (best estimate code)

評価対象とする原子炉施設及び事象に対して適用可能であり、想定する事象を現実的に予測できる解析コード。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 “現実的に予測”とは、重要な物理プロセスのそれぞれに対して相、成分などが安全評価の実施方針に照らして相応に考慮された計算モデルを用いて、対象とする事象、体系及び安全評価パラメータの挙動をおおむね偏りなく予測できることをいう。

5.126

サイト・プラントウォークダウン (site and plant walkdown)

確率論的リスク評価などを実施する上で必要な情報について机上の情報を補足し、正確さを確認するために実施する、原子力発電所内の現地調査。(リスク評価分野)

5.127

サポート系 (support system)

フロントライン系の機能を支援する系統。(リスク評価分野)

例 電気系統、補機冷却水系統、海水系統、空気系統、換気空調系統

5.128

残存放射性物質

廃止措置対象施設が廃止措置に移行した以降、廃止措置対象施設に残存している放射性物質。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.129

酸化運転 (oxidation operation)

原子炉一次冷却材を空気に晒し、原子炉一次冷却材を還元性から酸化性にする操作。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 原子炉停止後、圧力容器の蓋を開け系統を解放する前に原子炉一次冷却材中の溶存水素を脱気又は化学的な反応で除去した後、酸化運転に移行する。

注釈 2 水化学管理分野に適用する。

5.130

事業許可等

核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の下での事業許可，及びその他の事業指定，設置許可又は使用許可のこと。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.131

試験（test）

計算モデルの性能及びスケール効果，並びに機器，装置などの性能の確認を目的として，何らかの装置を用い，制御された条件の下で一つ又は一連の実現象を装置内で現出させ，当該の実現象又はその状態について計測又は観測を行い，データを取得すること。（軽水炉の安全分野）

5.132

試験研究炉及び核燃料物質取扱施設等

実用発電用原子炉等以外の原子炉，製錬施設，加工施設，使用済燃料貯蔵施設，再処理施設，廃棄物管理施設，第一種廃棄物埋設地の附属施設，第二種廃棄物埋設地の附属施設，核燃料物質使用施設をいう。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.133

事故時

平常時における所定の安全性が確保できないため，環境への放射性核種の放出量の増大が想定される状態。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.134

事故シーケンス（accident sequence）

起回事象の発生から緩和設備の作動の成否などの組合せを経て望ましくない最終状態（炉心損傷，放射性物質放出など）に至る経路。（リスク評価分野）

5.135

事故シナリオ（accident scenario）

事故に至るまでの事象連鎖の因果関係を表したもの。（リスク評価分野）

5.136

事故の類似性

起因事象発生後の緩和設備及び事故の緩和操作が同等で、原子炉（圧力）容器内、原子炉冷却系内、格納容器内の熱水力現象及び放射性物質の挙動、並びに格納容器からの放出挙動の時間推移が類似していること。（リスク評価分野）

5.137

事後分布（posterior distribution）

データを得た後の、パラメータに対する確信の度合いをベイズ推定で求めた条件付き確率分布。（リスク評価分野）

注釈 1 事後分布には、事前分布の確信の度合い及びデータの両方が反映される。

5.138

市場希釈係数（market dilution factor）

放射性核種を含む食品などが、一般市場に出回ることによって、他の放射性核種を含まない食品などと混合する割合。（サイクル・廃棄物分野）

注釈 1 全体に占める放射性核種を含むものの割合。（一）

5.139

事象シナリオ（event scenario）

定常的な運転状態にある原子炉施設に何らかの変動が発生したときに生じる事象の進展について、これに影響を及ぼす一つ又は複数の安全機能の動作、運転員の対応操作などを網羅し、初期の変動、原子炉施設内の主要な状態の変化などとともに、変化が収束するに至るまでの一連の流れを時系列的に整理して記述し、当該の事象に対する仮定又は想定を加えたもの。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 原子炉施設の健全性に有意な影響を与えるか又は与える可能性のある何らかの変化を含む一連の状態の変化を事象という。

5.140

地震地体構造（seismotectonics）

地震規模、震源深さ、発震機構、地震発生頻度に着目するとき、地震の発生の仕方に共通の性質をもっているある広がりをもった一定の地域の地質構造。（リスク評価分野）

5.141

地震動強さ（intensity of seismic ground motion）

対象地震によってもたらされる地震動の大きさ。（リスク評価分野）

注釈 1 加速度、速度、変位、応答スペクトルなどの指標で表され、地震 PRA では一般に最大加速度が用いられることが多い。

5.142

地震動伝播モデル (seismic ground motion model)

地震ハザードの評価において、距離減衰式及び断層モデルを用いて、地震動の幾何減衰などを考慮して、任意地点における地震動強さを求めるモデル。(リスク評価分野)

5.143

地震ハザード (seismic hazard)

ある任意地点において将来の一定期間中に襲来するであろう任意の地震動強さと、その強さを超過する頻度又は確率との関係。(リスク評価分野)

5.144

システム (system)

- (1) 原子炉施設のように、相互に影響を及ぼしあう要素及び実現象から構成される一連の仕組み及び振舞いが表す全体を指し、全体として何らかの特定の機能又は作用をもち、外部に対して観測可能な挙動及び／又は特性を示すもの。(基盤技術・廃止措置の分野)
- (2) 複数の相互に関係する要素(例えば、建物・構築物、機器・配管系、運転員)で構成され、特定の機能又はその一部を果たすもの。(リスク評価分野)

5.145

システム解析 (system analysis)

システムの構成及び構成要素を分析してシステム信頼性を評価すること。(リスク評価分野)

5.146

自然事象 (natural event)

火山活動、断層活動、著しい侵食作用などの自然現象、及び人工バリアの劣化、地下水を介した放射性物質の移動、隆起・海水準変動等に伴う侵食作用などの緩慢に進行する自然現象(サイクル・廃棄物分野)

注釈 1 地下水、食物の摂取、農耕作業などの一般的な人の生活であって、廃棄物埋設地を直接じょう乱(擾乱)しないものは自然事象に含む。

(出典：炉内等廃棄物の埋設に係る規制の考え方について(平成 28 年 8 月 31 日 原子力規制委員会決定)の用語解説を一部変更)

5.147

自然ハザード

自然現象が直接の原因となって発生する外部ハザード。(リスク評価分野)

5.148

事前分布 (prior distribution)

データを得る前の、パラメータに対する確信の度合いを定量化した確率分布。(リスク評価分野)

5.149

実験

最適評価コードの保存式を含む数学モデルの理論、定式化などが正しくなされたことの確認又は生じる現象及びその相互関係の解明を目的として、何らかの装置を用い、制御された条件の下で一つ又は一連の実現象を装置内で現出させ、当該の実現象又はその状態について計測又は観測を行い、データを取得すること。(軽水炉の安全分野)

5.150

実用発電用原子炉等

実用発電用原子炉及び研究開発段階にある発電の用に供する原子炉をいう。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.151

実用発電用原子炉施設等

実用発電用原子炉施設及び研究開発段階にある発電の用に供する原子炉の施設。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.152

シナリオ (scenario)

- (1) 放射性廃棄物が人間及び生活環境に及ぼす潜在的影響を評価するために想定する様々な状況 (サイクル・廃棄物分野)

注釈 1 全体の状況をマクロに記述するものから、被ばく線量評価に必要な、被ばく経路、モデル及びパラメータを具体的に記述するものまでの幅がある。個別の状況を表すシナリオは、その状況を形容する語句と組み合わせて一つの用語として定義される場合もある。

- (2) リスク評価の分野においては、事象連鎖の因果関係を“シナリオ”と呼ぶ。事故につながるものは、“事故シナリオ (リスク評価分野)” 参照。

5.153

シビアアクシデント (severe accident)

原子力発電所の設計基準事故を超える事象であって、炉心又は使用済燃料の適切な冷却、反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心又は使用済燃料の重大な損傷に至った状態。(リスク評価分野)

5.154

シビアアクシデント対策設備 (equipment for severe accident management)

緩和設備の一種であり、シビアアクシデントの発生防止措置、シビアアクシデントに拡大した場合の影響緩和措置、又は事故が制御された状態の安定的かつ長期的な確保のための措置に用いる設備。(リスク評価分野)

5.155

シミュレーション (simulation)

比較的少数の実現象からなる単純なシステムから、多数の実現象から構成される複雑なシステムまでを含む幅広いシステムに対し、対応する数値モデルを計算機によって数値的に計算して当該システムの挙動及び／又は特性を再現又は予測すること。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.156

シミュレーションの信頼性 (simulation credibility)

シミュレーションによる計算結果が、予測性能に関する所期の利用目的に即した判断基準の範囲内にあること。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.157

使命時間 (mission time)

ある系統又は機器が要求される安全機能を果たすために必要な運転継続時間。(リスク評価分野)

5.158

遮蔽機能 (shielding function)

輸送容器又は金属キャスクに収納した収納物の出す放射線を遮蔽する機能。(軽水炉の安全分野、サイクル・廃棄物分野、基盤技術・廃止措置の分野)

5.159

従属故障 (dependent failure)

SSCs の故障などの事象が発生したことで従属的に発生するほかの SSCs の故障。(リスク評価分野)

5.160

重大事故等対処設備 (Severe accident management equipment)

重大事故等に対処するための機能を有する設備。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 “実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則”で定義されるもの(平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号の第二条第二項第十四号)

5.161

収着分配係数 (distribution coefficient on the sorption process)

地下水などの液相中の放射性核種濃度 (Bq/m^3) に対する土壌などの固相中の放射性核種濃度 (Bq/kg) の比 (m^3/kg)。(サイクル・廃棄物分野)

注釈 1 単に分配係数ともいう。

5.162

重要核種 (important radionuclide)

線量評価によって相対的に重要な放射性核種として抽出された放射性核種。(サイクル・廃棄物分野)

5.163

重要度指標 (importance measures)

炉心損傷頻度, 格納容器機能喪失頻度, 又は放射性物質などの放出の発生頻度に対する SSCs の寄与度などを示す指標値。(リスク評価分野)

注釈 1 放射性物質に加え, UF_6 と水との化学反応に伴う派生物を含め“放射性物質など”と表記する。

例 Fussell-Vesely 重要度, リスク増加価値 (Risk Achievement Worth, RAW), リスク低減価値 (Risk Reduction Worth, RRW)

5.164

重要度ランクテーブル (phenomena identification and ranking table, PIRT)

着目する事象の中で生じる現象を物理領域ごとに抽出し, 安全評価パラメータへの影響度を尺度として分類し整理した表。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 重要度ランク表, 重要度ランキングテーブル又は影響度ランキングテーブルともいう。

5.165

主要核種 (major radionuclide)

核種組成比を設定するときに基準とする放射性核種。放射線測定器による測定が可能な評価対象核種のうち、クリアランス対象物に含まれる主要な放射性核種から選定される。
(サイクル・廃棄物分野)

5.166

蒸気発生器器内水 (Steam Generator blowdown water)

蒸気発生器器内の二次側に属する水。(軽水炉の安全分野) (S013)

5.167

上限近似 (upper bound approximation)

事象の発生確率を $1 - \prod_i (1 - \text{独立事象 } i \text{ の発生確率})$ で与える近似。(リスク評価分野)

5.168

条件付損傷確率 (conditional probability of damage)

ある特定の条件を前提とした場合の損傷確率。(リスク評価分野)

5.169

使用済燃料 (spent fuel)

原子炉で使用された後、取り出された酸化ウラン燃料及び混合酸化物燃料。(軽水炉の安全分野, サイクル・廃棄物分野, 基盤技術・廃止措置の分野)

注釈1 チャンネルボックス及びバーナブルポイズン集合体を組み込んだ場合はそれらも含む。

5.170

使用済燃料ピット水

使用済燃料ピット及びその周辺の系統(使用済燃料ピット冷却系等)に属する水。(軽水炉の安全分野)

5.171

状態変更失敗事象

弁の開閉動作失敗, 計装品の不動作など, 機器の作動要求時に期待される動作に失敗する事象。
(リスク評価分野)

5.172

所期の利用目的 (intended use)

シミュレーションが対象とする実在システムについて、その型式、使用条件、機能への要求、要求に関わる判断条件、これらに関連する事象及び外部環境に対する所定の条件を、モデルの予測性能を明確化するための基本情報として具体的に整理し構成したもの。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.173

除染

核燃料物質によって汚染された施設、設備、機器又は解体撤去物等から、その核燃料物質を除去すること（JIS Z 4001 修正）。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.174

除染工事

機器除染又は系統除染若しくは建物の壁又は床の除染が含まれる、任意の工事件名で実施される一連の工事のこと。（基盤技術・廃止措置の分野）

注釈 1 放射能の減衰は、工事を伴わないことから除染工事には含めない。除染工事の方法としては、機械的又は化学的方法がある。

5.175

処分システム（disposal system）

放射性廃棄物の処分において、人間及び生活環境への影響を防止するための仕組み（サイクル・廃棄物分野）

注釈 1 この仕組みは、廃棄物埋設地（人工バリアを含む）、地質環境（天然バリアを含む）などによって構成される。

5.176

処分場（disposal site）

廃棄物埋設施設を設置した敷地。（サイクル・廃棄物分野）

5.177

震源モデル（seismic source model）

地震ハザードの評価において、地震の発生位置、規模、頻度を求めるモデル。（リスク評価分野）

5.178

人為事象（human induced event）

人間活動に起因する事象で、火災・爆発、航空機落下等の地上で発生する事象のほか、掘削、地下利用等の地下に直接影響を与える行為など（サイクル・廃棄物分野）

(出典：炉内等廃棄物の埋設に係る規制の考え方について（平成 28 年 8 月 31 日 原子力規制委員会決定）の用語解説を一部変更）

5.179

人為ハザード

人間の行為が原因となって発生する外部ハザード。（リスク評価分野）

注釈 1 事故，自然破壊，環境汚染など。

5.180

人工バリア (engineered barrier)

廃棄物埋設地の構築物であって，廃棄物埋設地の外への放射性物質の漏出の防止及び低減のための機能を有するもの。（サイクル・廃棄物分野）

5.181

浸水防止設備 (flood prevention facility)

耐震 S クラスの施設に津波による浸水の影響が発生することを防止する施設。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 浸水防止設備には，水密扉，壁・床の開口部・貫通部の浸水対策設備（止水板，シール処理）などがある。

注釈 2 耐震クラスは日本電気協会 電気技術規程 原子力編 原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008) に規定される施設の耐震安全上の観点からの重要度分類。

5.182

深層防護の考え方 (defense in depth)

原子力施設の安全性確保の基本的考え方の一つで，原子力施設の安全対策が多段階にわたって設けられていること。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 IAEA の SSR-2/1 “Safety of Nuclear Power Plants: Design” によると，5 段階に深層防護のレベルが分けられており，各レベルの目的は炉心を対象とした例では次のとおりである。

- a) 第 1 の防護レベル：通常運転からの逸脱と安全上重要なシステムの故障防止
- b) 第 2 の防護レベル：プラント運転時に予想される事象が事故の状態に拡大するのを防止
- c) 第 3 の防護レベル：炉心損傷を防止，及び発電所外での防護措置が必要となる放射性物質の放出を防止
- d) 第 4 の防護レベル：深層防護の第 3 の防護レベルが失敗した結果の事故の影響を緩和

e) 第 5 の防護レベル：放射性物質の放出による放射線の影響を緩和

5.183

診断項目 (diagnostic parameters)

水化学管理の状態を把握するため、構造材料及び燃料被覆管の腐食又は線量率などの診断を目的として設定する項目。(軽水炉の安全分野)

5.184

人的過誤 (human error)

運転員などが実施する操作に関連する過誤。(リスク評価分野)

注釈 1 意図的に行われる悪意の行為は含まない。

例 認知・診断の失敗, 操作の失敗, 回復操作の失敗

5.185

信用区間

ベイズ統計において、パラメータがその区間にある確率を示す区間推定量。(リスク評価分野)

注釈 1 ベイズ統計ではパラメータは確率分布が割り振られ、確信の度合いとして扱われるため、90%信用区間ではパラメータは 90%の確率でこの区間にあると考える。

5.186

推奨値 (recommended values)

管理項目及び診断項目で、より良い水化学管理を達成するために維持することが望ましい範囲として必要に応じて設定する値。(軽水炉の安全分野)

5.187

水蒸気スパイク

高温のデブリと水が接触した際の急激な水蒸気発生によって生じる急激な加圧現象。(リスク評価分野)

5.188

推定誤差 (estimated error)

観測又は解析の結果としての標本に付随した、観測量又は解析結果及び/又はその期待値と真値との差についての統計的な符号付き推定量。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 標本に付随して最も確からしいと判断される値, すなわち, 真値の候補から系統的に一方に偏る符号のある成分としての偏差のことをいう。

5.189

推定値 (estimate value)

特定のデータが確定したとき，“推定量”がとる特定の値。（リスク評価分野）

注釈 1 “推定値”という語は数値に対して用いられる。ほう素，リチウム及びアンモニア濃度から計算された電気伝導率及び pH の値。（軽水炉の安全分野）

5.190

推定量

確率分布のパラメータを推定するための式をデータの関数として表したもの。（リスク評価分野）

注釈 1 “推定量”という語は確率変数に対して用いられる。

5.191

随件事象

一つのハザードが他のハザードを誘発する複合事象。（リスク評価分野）

5.192

数学的モデル (models developed in the mathematical modeling process)

概念モデルに従って構成された数理モデル及び数値モデルの総称。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.193

数学モデル (mathematical model)

概念モデルを，幾何学的表現，支配方程式，初期及び境界の条件，モデル定数を含む構成式，外力などから構成される数学的表現に変換したもの。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 実験データの回帰モデルのような経験的モデルも含む。

5.194

数値モデル (computational model)

数学的モデル化の 1 要素であり，数理モデルの解をデジタル計算機によって求めるため，数理モデルを計算機プログラムに変換し，所期の利用目的を満たす予測性能が得られるような適切な数値手法（空間・時間離散化，解法アルゴリズム，収束条件など）を具備したモデル。

（基盤技術・廃止措置の分野）

5.195

数理モデル (mathematical model)

数学的モデル化の 1 要素であり、概念モデルを、幾何学的表現、支配方程式、初期及び境界条件、構成式、外力などから構成される数学的表現に変換したもの。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.196

スケールアップ性能 (scale-up capability)

個別効果試験及び／又はコンポーネント効果試験で妥当性確認された物理モデル及び相関式、並びに最適評価コードを、より大きなスケールの試験及び原子炉施設へ適用する場合の最適評価コードが有する能力。又は、個別効果試験結果を想定する事象シナリオ及び原子炉施設に対して外挿する場合の試験設備が有する能力。（軽水炉の安全分野）

5.197

スケール効果 (scaling effect, effect of scale)

評価対象とする原子炉施設における現象と、その現象を模擬した試験との間又は評価に使用する解析コードに組み込まれた物理モデル及び相関式との間に、空間的及び／又は時間的スケールの違いによって、現象を記述する物理量に差異が生じる効果。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 評価対象とする原子炉施設における現象と、試験又は解析コードに設定する境界条件及び初期条件との間の空間的及び時間的スケールの違いに起因する差異もこれに含まれる。例えば、特定事象シナリオ及び／又は原子炉施設に適用する場合の最適評価コードのスケールアップ性能、並びに試験設備のスケール歪み及びスケールアップ性能などが含まれる。

5.198

スケール歪み (scale distortion, scaling distortion)

総合効果試験などの試験結果を原子炉施設の規模にスケールアップするとき又は逆に原子炉施設で生じる事象及び現象を総合効果試験などが実施される縮小サイズの試験設備にスケールダウンするときに、観測パラメータが相似的な関係からずれること。（S001）（軽水炉の安全分野）

注釈 1 試験装置及びその境界条件、並びに試験対象とする現象に関わる物理プロセスごとに空間スケール依存性が異なることによって生じる。また、不十分なスケールリング分析手法を用いて設計・製作された試験装置に設定される運転及び試験の条件並びに模擬される現象及び事象が、原子炉施設と異なることによっても生じる。

“Scaling Distortion” は、どちらかという、スケールリング分析法を用いて試験設備を設計などするときの当該の試験装置のもつスケールひずみを指すことが多いが、“Scale Distortion” と必ずしも厳密に使い分けられているものではない。

5.199

ステークホルダー (stakeholder)

継続的な安全性向上に影響を与え得るか影響を受ける組織又は個人。(軽水炉の安全分野)

5.200

生活環境 (biosphere 又は living environment)

人間を含む生物が生息する領域(生物圏)のうち、評価対象地点周辺で一般的な水の利用及び土地の利用が想定される範囲並びにその状況。(サイクル・廃棄物分野)

5.201

正規化濃度

測定又は計算地点の濃度 (C) に境界層より上層の一様流の風速 (U) を乗じてガスの放出率 (Q) で除した値 (UC/Q)。(基盤技術・廃止措置の分野, 軽水炉の安全分野)

5.202

制御項目 (conditioning parameters)

薬品添加などによって適切に水質制御を実施すべき水質項目。(軽水炉の安全分野)

5.203

成功基準 (success criteria)

所定の安全機能を遂行するために必要とされる緩和設備若しくは緩和操作の組合せ, 又は緩和設備若しくは緩和操作がその機能を達成するために必要とされる条件。(リスク評価分野)

例 機器の作動台数, 機器の容量, 機器の使命時間

5.204

静的圧力荷重

格納容器構造健全性評価において, 静的な境界条件として扱うことが可能な圧力荷重。(リスク評価分野)

例 崩壊熱などに伴う水蒸気発生及び/又は化学反応などによる非凝縮性ガスの発生で生じるゆっくりした圧力上昇による格納容器構造物に対する荷重。

5.205

施工単位 (construction unit 又は work unit)

廃棄物埋設施設において, 施設, 設備などを分割して建設する時の施工する範囲。(サイクル・廃棄物分野)

例 コンクリートピットの場合，底部，側部及び上部に分けて建設することが考えられ，それぞれの部分が“施工単位”に該当する。

5.206

設計基準事故時

原子炉施設の諸設備，系統に対し，設計条件を定めるためあるいは設計を評価するために想定した事故で，換気空調系の運転による吹上げ高さを考慮しない状態。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 新規制基準適用前は，原子炉施設の安全設計又は立地評価の観点から想定される事故状態を表す用語として“想定事故時”を用いていた。

5.207

設計情報

構築物，系統及び機器の設計・施工に必要な情報。（軽水炉の安全分野）

例 設計仕様，設計根拠，関連法令などをいう。

5.208

設計発熱量（輸送容器における）（design heat generation, as for transport container）

設計仕様書に定める収納物の最大崩壊熱量，又は収納物の仕様に基づいて算定する最大崩壊熱以上の発熱量。（サイクル・廃棄物分野）

5.209

設計裕度（seismic design margin）

対象とする構築物，系統，及び機器（SSCs）の設計で考慮する荷重（又は歪など）に対して，その許容限界値が何倍の大きさであることを示す指標。（リスク評価分野）

5.210

設計基準

プラント購入仕様書，法令・規則，事業者文書（設置許可申請書，工事認可図書，保安規定）及び ASME，JIS，JEAC/JEAG，学会標準などの規格・基準。（軽水炉の安全分野）

5.211

専門家（expert）

特定の専門分野において，理論若しくは経験の評価を含む論拠を基にして自分自身の意見を提供できる者，又は複数の“自分自身の意見を提供できる者”からの意見の根拠を評価できる者。（軽水炉の安全分野）

5.212

専門家パネル (expert panel)

複数の専門家で特定の問題について議論をする際の構成員の集合。(軽水炉の安全分野)

5.213

専門家判断 (expert judgement)

専門家から提供される情報。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 情報とは、理論、モデル又は経験の評価を含む論証に基づく専門家の意見又は解説を含む。

5.214

線量換算係数

線種別に、フルエンス (率) に乗ずる数値で、フルエンス (率) から各種線量 (率) を計算するための係数。特に、実効線量 (率) への係数を、実効線量換算係数という。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.215

早期格納容器破損

早期大規模放出が発生する格納容器破損。(リスク評価分野)

5.216

早期大規模放出

サイト外の緊急時対応及び／又は防護措置が効果的に実施される前に、放射性物質が環境へ緩和なしで放出される状態。(リスク評価分野)

注釈 1 早期大規模放出は、早期の格納容器機能喪失によって発生し、早期の健康影響発生のおそれがある。

5.217

早期大規模放出頻度 (LERF)

早期大規模放出に至る事故の頻度の合計。(リスク評価分野)

5.218

総合効果試験 (integral effects test, IET)

着目する物理領域又はシステム全体の挙動を確認するための試験。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 実規模試験及び原子炉施設における試験も含む。

5.219

想定事故時

原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故状態にあり，換気空調系の運転による吹上げ高さを考慮しない状態。（軽水炉の安全分野）

5.220

ソースターム (source term)

環境に放出される放射性物質などの種類，性状，放出量，放出時期，放出継続時間，放出エネルギーのこと。（リスク評価分野）

注釈 1 放射性物質に加え，UF₆と水との化学反応に伴う派生物を含め“放射性物質など”と表記する。

5.221

大気安定度

日射量又は放射収支量及び敷地を代表する地上風の風速から決まる気象条件。（基盤技術・廃止措置の分野）

注釈 1 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針では大気安定度は A（極不安定，**extremely unstable**）～G（強安定，**extremely stable**）に分類され，それぞれ拡散物質の拡がりのパラメータと対応している。基本拡散式による拡散計算に際しては，大気安定度 G は F として取り扱う。放出源の有効高さの評価は，ほぼ中立とされる C～D を対象とする。

5.222

大規模放出

格納容器機能喪失によって，環境へ放射性物質が緩和なしで大量に放出される状態。（リスク評価分野）

注釈 1 大規模放出によって，健康影響及び／又は環境汚染の発生のおそれがある。

5.223

大規模放出頻度 (LRF)

大規模放出に至る事故の頻度の合計。（リスク評価分野）

5.224

耐震安全性評価 (Seismic safety evaluation)

地震発生時に経年劣化が，構築物，系統及び機器の耐震安全上の機能に及ぼす影響の評価。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 “実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成 25 年原子力規制委員会規則第 6 号）”の第五条及び第五十条に記載される原子力発電所の耐震性に関する技術基準への適合性に対して、経年劣化が及ぼす影響を評価する意味で使用している高経年化対策の用語である。

5.225

耐性評価

設計で想定した以上の荷重が作用した時でも、設計余裕を考慮して、構築物に要求された性能が維持できるかどうか評価すること。（リスク評価分野）

5.226

耐津波安全性評価（Tsunami safety evaluation）

津波発生時に経年劣化が、構築物、系統及び機器の耐津波安全上の機能に及ぼす影響の評価。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 “実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成 25 年原子力規制委員会規則第 6 号）”の第六条及び第五十一条に記載される原子力発電所の耐津波性に関する技術基準への適合性に対して、経年劣化が及ぼす影響を評価する意味で使用している高経年化対策の用語である。

5.227

代表サンプル（representative sample）

放射性物質濃度及び核種組成比の評価に際して、母集団を代表するように採取したサンプル。（サイクル・廃棄物分野）

5.228

代表試料（representative specimen）

材料及び／又は放射性廃棄物から採取し、処分する放射性廃棄物を適切に代表する試料。（サイクル・廃棄物分野）

注釈 1 材料及び／又は廃棄物は、放射性である場合も、放射性でない場合もある。

5.229

タイムウィンドウ（time window）

同一の成功基準又は時間余裕をとることができる時間枠。（リスク評価分野）

5.230

耐力（capacity）

地震動が作用した時に建屋・機器が耐えうる応力，変形の限界，又は所定の機能が保持される限界。（リスク評価分野）

5.231

耐力係数（capacity factor）

安全係数法において現実的耐力を求めるための係数。（リスク評価分野）

注釈 1 設計評価における応答に対する現実的耐力の裕度で表される。設計耐力に対する現実的耐力の裕度とは異なることに注意する必要がある。

5.232

耐力の相関性（correlation of capacity）

複数の建屋又は機器間において，似たような耐力を有すること。（リスク評価分野）

5.233

建物解体

建物内の設備及び／又は機器の撤去が完了した後，必要に応じて汚染している壁及び／又は床について，汚染の状態に応じて表面の汚染の除去を実施し，建物を解体すること。（基盤技術・廃止措置の分野）

注釈 1 汚染している壁及び／又は床について表面の汚染を化学的方法で除染する場合か，又は，機械的方法で汚染した表面を除染する場合で，除染の前後で壁及び／又は床の物理的な配置及び形状が大きく変化しない場合は，解体前除染である除染工事とみなす。一方，汚染している壁及び／又は床の汚染部位をはつりなどの物理的方法で除去する場合で，除染の前後で壁及び／又は床の形状。

5.234

建屋・機器リスト

PRA で対象とする原子力発電プラントの炉容器，ポンプ，配管，弁及び電気盤，並びにこれらが設置される建屋・構築物，地盤などを含むリスト。（リスク評価分野）

5.235

建屋・地形計算

計算領域内に建屋及び地形を再現して平常運転時及び想定事故時の放出源高さに相当する位置から排ガスを放出し，地表空气中濃度分布を求める計算。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.236

妥当性確認（validation）

計算モデルが、その安全評価の実施方針に従った最適評価コードの予測性能に関する要求の観点から、対象とする実現象を満足できる幅で予測できることを確認する実施プロセス。
(軽水炉の安全分野)

注釈 1 M&S ガイドの“モデル妥当性確認”と実質的に同じ定義であるが、同ガイドでは、必要に応じたモデルの再構築及び不確かさの源の特定を重視する観点から、概念モデル、数学モデルなどを妥当性確認した結果に影響を及ぼす“モデル”の範囲に含めている。これに対し、この標準では、統計的安全評価の実施に即した実用的な観点から“モデル”を“計算モデル”に限定している。ただし、“計算モデル”に妥当性確認の対象を限定したとしても、数学モデルなどの見直し、改良などを妨げるものではない。

5.237

段階管理 (phased control 又は phased transition of control)

公衆の受ける線量を合理的に達成できる限り低く抑えるため、埋設した放射性廃棄物の放射能が時間の経過に伴って低減することなどによって、生活環境において放射線が人間の健康に及ぼす影響が安全上支障のないレベル以下になることを確認するまでの間、放射性廃棄物の種類、放射能レベルなどに応じて廃棄物埋設地の管理を段階的に行うこと。
(サイクル・廃棄物分野)

5.238

断層パラメータ (fault parameter)

断層の形状、地震規模、アスペリティの大きさ、応力降下量などの震源特性に関するパラメータ。
(リスク評価分野)

注釈 1 断層モデルによって、断層の破壊過程を考慮して地震動を評価することが可能となる。

5.239

断層変位

断層面に沿って生じる両側の地盤のずれ (食いちがひ)。(リスク評価分野)

注釈 1 主断層 (震源断層の延長部と考えられる断層) における断層変位及び副断層 (主断層の活動に伴って主断層から離れた場所で副次的又は従属的に生じる断層) における断層変位がある。断層変位ハザード評価で扱う断層変位は、地震動加速度波形を 2 回積分して得られる変位ではない。

5.240

断層変位ハザード曲線

任意地点において将来の一定期間中に発生するであろう任意の断層変位量と、その値を超過する頻度又は確率との関係。

5.241

断層モデル (fault model)

地震波を生じる断層面におけるせん断破壊がある破壊伝播速度で有限な断層面上を伝わるという震源断層の破壊過程に関するモデル。(リスク評価分野)

5.242

地質環境 (geological environment)

廃棄物埋設地周辺の地下の環境(サイクル・廃棄物分野)

注釈 1 “地下の環境”の概念の中に、水文地質学的、岩石力学的及び地球化学的な特性と変遷を含む。

5.243

地表煙軸濃度

放出源の風下側の各距離において、風下方位の軸と直角方向の地表空气中濃度分布の中で最大の濃度。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.244

地表空气中濃度

地表面における大気中の排ガス濃度。(基盤技術・廃止措置の分野)

注釈 1 排ガスとして、気象指針で示される“原子炉施設から放出される放射性物質”を対象とする。

5.245

チャンネル安定性

ある燃料集合体において、その熱出力及び上下のプレナム間の差圧が共に一定である条件の下で、2相流の輸送遅れに起因する鉛直方向のボイド率分布のひずみを伴った流量と圧力損失との間のフィードバック過程とが誘発する2相流動の振動が速やかに収束する性能。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 炉心安定性及び領域安定性の評価が炉心全体の安定性を調べるのに対し、燃料集合体レベルの安定性を調べることを目的としたもの。“チャンネル水力学的安定性”ともいう。実炉では、核的な反応度フィードバック効果が加わるため、純粋なチャンネル不安定に相当する現象は発生しないが、炉心に装荷される個々の燃料集合体の水力学的な安定性に関する性能を確認するための指標として位置付けられている。

5.246

中間貯蔵施設 (interim storage facility)

金属キャスクに収納した使用済燃料を一時的に貯蔵する施設であって、燃料詰替設備を設けないもの。

注釈 1 “核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律” 第 43 条の 4 に該当する。

5.247

抽気・ドレン (Exhaust, heater drain)

湿分分離器ドレン、低圧抽気ドレン、高圧抽気ドレンなどの水。(軽水炉の安全分野)

5.248

中深度処分 (intermediate depth disposal)

放射性廃棄物と公衆との離隔に有効と考えられる深度の地下で、人工バリアが設置された廃棄物埋設地において放射性廃棄物を埋設の方法によって最終的に処分すること(サイクル・廃棄物分野)

注釈 1 核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則(令和 6 年 5 月 30 日施行)の第 1 条の 2 第 2 項第 3 号では、“地表から深さ 70 m 以上の地下に設置された廃棄物埋設地において放射性廃棄物を埋設の方法によって最終的に処分すること”と定義されている。

5.249

超過確率 (exceedance probability)

評価対象事象がその大きさを超えて発生する確率。(リスク評価分野)

注釈 1 炉心損傷頻度を求める場合は年超過頻度を、フラジリティ評価用地震動を求める場合は年超過確率を用いる。

5.250

超過頻度 (exceedance frequency)

ある事象の特性をよく反映する指標の大きさに着目した場合に、評価対象事象がその大きさを超える頻度。(リスク評価分野)

5.251

長期保守管理方針 (long-term maintenance management strategy)

長期保全計画及びそれを実施するために必要な体制、教育などを含めた保守管理の 10 年間の方針。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 長期保守管理方針は、“核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律”第 37 条第 1 項に基づく原子炉施設保安規定に記載することになっている。（昭和 32 年法律第 166 号の第四十三条の三の二十四）

5.252

長期保全計画（long-term maintenance plan）

高経年化技術評価に基づき現状の保全計画に追加すべき保全策について、実施内容、実施方法及び実施時期を定めた 10 年間の計画。（軽水炉の安全分野）

5.253

頂上事象（top event）

フォールトツリーにおいて、展開の起点となる事象。（リスク評価分野）

注釈 1 系統・機器などの機能喪失とするのが通常である。

5.254

通常運転時

原子炉の起動後、定格熱出力又は定格電気出力に到達してから、原子炉停止のために出力降下させる操作を開始するまでの、原子炉出力運転中の期間。（S008）（軽水炉の安全分野）

注釈 1 水化学管理分野に適用する。

5.255

津波監視設備（tsunami monitoring facility）

津波監視機能を有する施設。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 津波監視設備には、敷地の潮位計及び取水ピット水位計、並びに津波の襲来状況を把握できる屋外監視カメラなどがある。

5.256

津波波源（tsunami wave source）

津波を発生させる原因となる事象。地震津波においては、地震、断層モデル、もしくは地震時の海底地殻変動によって発生した海底面の沈降・隆起の分布形状を示す。（リスク評価分野）

5.257

津波防護施設（tsunami protection facility）

耐震 S クラスの施設に津波による影響が発生することを防止する施設。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 津波防護施設には、防潮堤、盛り土構造物、防潮壁などがある。

注釈 2 耐震クラスは日本電気協会 電気技術規程 原子力編 原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008) に規定される施設の耐震安全上の観点からの重要度分類。

5.258

定期的な評価等 (periodic review)

事業の開始から廃止措置の開始までの間で、10 年を超えない期間ごと及び放射能の減衰に応じた第二種廃棄物埋設についての保安のために講ずべき措置を変更しようとするとき、又は閉鎖措置計画、若しくは廃止措置計画を定めようとするときに、最新の技術的知見を踏まえて、核燃料物質等による放射線の被ばく管理に関する評価を行い、その評価の結果を踏まえて、廃棄物埋設施設の保全のために必要な措置を講ずること。(基盤技術・廃止措置の分野、サイクル・廃棄物分野)

5.259

停止時 (shutdown)

BWR プラントにおいては、通常運転時から原子炉停止のために出力降下させる操作(炉心流量の低下又は制御棒の挿入など)を開始してから原子炉水の温度が 100°C未滿となるまでの期間、PWR プラントにおいては、通常運転時から出力降下を始めて酸化運転が終了するまでの期間。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 水化学管理分野に適用する。

5.260

定置 (emplacement of waste package)

廃棄物埋設地(埋設地)において、廃棄体(廃棄物含む)を埋設処分するために所定の位置に置く行為(サイクル・廃棄物分野)

注釈 1 余裕震度処分対象廃棄体の製作要件及び検査方法 : AESJ-SC-F014:2015 の 3.8 と同意。ただし、トレンチ処分まで含むため「廃棄体(廃棄物含む)」に変更。

5.261

低レベル放射性廃棄物 (low-level radioactive waste)

放射性廃棄物のうち高レベル放射性廃棄物以外のもの(サイクル・廃棄物分野)

5.262

適格性評価 (qualification of applicability)

最適評価コードに対し、適用を想定する安全評価に対応してシステム内で生じる種々の

挙動及び安全評価パラメータの過渡的な変化について、構築した重要度ランクテーブルに従って検証及び妥当性確認並びに不確かさの定量化を系統的に実施し、当該の最適評価コードが当該の安全評価に適用できることを確認すること。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 M&S ガイド (“シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015” AESJ-SC-A008:2015) でいう “モデル V&V” に相当する。また、この標準では、M&S ガイドでいう “モデル検証” を検証, “モデル妥当性確認” を妥当性確認という。

5.263

燃料デブリ

炉心損傷後に燃料、炉心構造物、放射性物質、コンクリート成分などが混合した物質及びその状態。(軽水炉の安全分野, 基盤技術・廃止措置の分野)

注釈 1 ここに、デブリの状態は、固体状態（粒子状態を含む）又は熔融状態のことをいう。

5.264

電位差滴定法

試料（ほう酸水溶液）に “D（-）-マンニトール” を加えてほう酸のエステル形錯イオンを作り、ほう酸を完全に解離させた後、水酸化ナトリウム水溶液で電位差の変曲点まで中和滴定し、ほう素濃度を定量する分析方法。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 ほう酸分析に使用する “D（-）-マンニトール” は、**JIS K 8882** で規定されている化学式 $C_6H_{14}O_6$ の薬品名である。

5.265

点減衰核法

エネルギー E の γ 線を毎秒 1 個、等方に放出する点線源に対して、厚さ t の遮蔽体を透過し、線源から r 離れた評価位置での線量率 \dot{D} を次式で求める方法。

$$D = RB \frac{\exp(-\mu t)}{4\pi r^2}$$

ここに、 R はエネルギー E の γ 線に対する線量換算係数、 B は散乱した γ 線による線量の増大効果を表すビルドアップ係数、 μ は γ 線に対する減衰係数であり、 $\exp(-\mu t) / 4\pi r^2$ は線源から評価位置まで一度も衝突しない γ 線の強度である。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.266

点推定値 (point estimate)

単一の数値の形で与えられるパラメータの推定値，又はそれらを用いて算出された炉心損傷頻度などの推定値。(リスク評価分野)

例 確率変数の標本の平均値は，その確率変数の平均の点推定値としてよく用いられる。炉心損傷頻度の点推定値という場合，基事象の平均値を用いて評価した単一の炉心損傷頻度を表す。

5.267

天然バリア (natural barrier)

埋設された放射性廃棄物又は人工バリアの周囲に存在し，放射性廃棄物から漏出してきた放射性物質の生活環境への移動の抑制が期待できるような岩盤，地盤など(サイクル・廃棄物分野)

注釈 1 第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(改正令和3年9月29日原子力規制委員会決定)の第12条第8項第2号イでは，“廃棄物埋設地の外に漏出した放射性物質の移動を抑制する機能を有する岩盤等”と記載されている。

5.268

透水係数 (hydraulic conductivity 又は coefficient of permeability)

地下水の流速をダルシーの法則によって求める時に，動水勾配に乗じる比例定数。(サイクル・廃棄物分野)

5.269

統計的安全評価 (statistical safety evaluation)

最適評価コードを用い，決定論的評価の下で，入力データの不確かさの伝播を定量的に取り扱って原子炉施設の安全評価を実施すること。(S001)(軽水炉の安全分野)

注釈 1 最適評価コードの代わりにメタモデルを使用することも許容される。ただし，メタモデルには，統計的安全評価の実施プロセスの中で，どう評価に使用する最適評価コードによる代表的な計算結果を用いて作成され，当該の計算結果との差異が定量化されたものを用いる。また，その用途は，不確かさの組合せ評価及び／又は感度解析に限定される。

5.270

動的圧力荷重

格納容器構造物に作用する急激な圧力荷重。(リスク評価分野)

例 水蒸気爆発に伴う急激な圧力負荷

5.271

ドライアウト

沸騰遷移によって燃料被覆管表面の液膜が消失する現象をいう。（軽水炉の安全分野）

5.272

トラニオン（輸送容器又は金属キャスクにおける）（trunnion）

輸送容器又は金属キャスクの構成要素であって、輸送物又は金属キャスクの吊上げ及び固縛に使用するもの。（サイクル・廃棄物分野）

注釈 1 トラニオン以外に輸送物吊上げ専用の吊金具（例 本体吊金具）を用いる設計もあり、この標準では、それらも含めて総称する。固縛にトラニオンを使用しない設計もある。

5.273

トレンチ処分（trench disposal）

地上又は地表近くの地下に設置された廃棄物埋設地において、放射性廃棄物をピット処分以外の方法によって最終的に処分すること。（サイクル・廃棄物分野）

注釈 1 “地表近くの地下”に関しては、現行の法令，“核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設事業に関する規則”において、深さ 70 m 未満と定められている。

注釈 2 ピット処分以外の方法とは、廃棄物埋設地に人工的な囲いなどの人工バリアを設置しない埋設の方法である。

5.274

内の事象（internal event）

起因事象を引き起こす原因となる原子力施設の内部で発生する機器のランダム故障、（運転・保守要員の）人的過誤などの事象。（リスク評価分野）

注釈 1 外部電源の喪失はその原因が原子力施設外部にある場合も含めて内の事象として分類している。また、原子力施設の内部における火災、溢水などの事象は外的事象に分類している。

5.275

内部溢水（internal flooding）

原子力施設内の設備（配管、弁、タンク、熱交換器、ポンプなど）の破損などによって、プラント内部へ水が漏れ出すこと。（リスク評価分野）

5.276

内部火災 (internal fire)

原子力施設内の火災源から生じる火災。(リスク評価分野)

注釈 1 ここでの火災源とは、内部火災 PRA を実施する際に燃え始めと想定する設備又は仮置された可燃物。

5.277

二次系 (Secondary System)

蒸気発生器，高圧タービン，湿分分離加熱器，低圧タービン，復水器，復水ポンプ，復水脱塩設備，低圧給水加熱器，脱気器，給水ポンプ，高圧給水加熱器など及びそれらを結ぶ熱伝達ループ。(軽水炉の安全分野)

5.278

二次系起動時 (Start up)

蒸気発生器への水張り開始から発電機並列までの期間。(軽水炉の安全分野)

5.279

二次系純水タンク水 (Secondary make up water storage tank water)

二次系への補給水及び一次冷却系補給水の原水となる水。(軽水炉の安全分野)

5.280

二次系通常運転時 (Power Operation)

発電機並列から，発電機出力を降下させる操作を開始するまでの期間。(軽水炉の安全分野)

5.281

二次系停止時 (Shut down)

通常運転時から原子炉停止のために出力降下させる操作を始めてから余熱除去系統の運転開始により蒸気発生器による除熱が不要となるまでの期間。(軽水炉の安全分野)

5.282

二次系停止中 (Outage)

蒸気発生器による除熱が不要となった後，原子炉を起動するために蒸気発生器への水張りを開始するまでの期間 (クリーンアップも含む)。(軽水炉の安全分野)

5.283

二次系補給水 (Secondary make up water)

海水又は河川水などから補給水処理設備によって製造され、二次系純水タンクに補給される水。
(軽水炉の安全分野)

5.284

人間侵入 (human intrusion)

人為事象のうち、地下利用等による人間の廃棄物埋設地への直接的な侵入及び機械を用いた掘削等による間接的な侵入によって、廃棄物埋設地がじょう乱 (擾乱) される事象。
(サイクル・廃棄物分野)

注釈 1 被ばく状況としては、個人 (侵入者) が被ばくする状況及び廃棄物埋設地がじょう乱 (擾乱) されたことに起因して、公衆 (廃棄物埋設地周辺の住民) が被ばくする状況がある。

(出典：炉内等廃棄物の埋設に係る規制の考え方について (平成 28 年 8 月 31 日 原子力規制委員会決定) の 4-1 (2) ③及び用語解説を一部変更)

5.285

人間信頼性解析 (human reliability analysis)

タスクの遂行過程で起こり得る一連の人的過誤を同定し、それらの人的過誤の発生確率を定量化し、タスクの失敗確率を評価すること。(リスク評価分野)

注釈 1 タスクとは、ある目的を達成するために、信号、指示値などのきっかけ (キュー) に対する認知・診断及び要求される操作などの人間行動のまとまった単位。

5.286

熱荷重

格納容器構造物に作用する高温の荷重。(リスク評価分野)

5.287

燃料損傷 (fuel damage)

SFP 内の燃料の露出及び/又は過熱によって生ずる燃料の重大な損傷。(リスク評価分野)

5.288

燃料損傷頻度 (fuel damage frequency)

単位時間・プラント当たりの燃料損傷に至る事故の発生回数、又はその期待値。(リスク評価分野)

5.289

燃料体

原子炉での燃料として使用できる形状及び組成の核燃料物質。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.290

燃料健全性

燃料被覆管の核分裂生成物閉じ込め機能が維持されていることをいう。(軽水炉の安全分野)

5.291

ノミナル (nominal)

工学的判断に基づき設定された“代表”を示す概念。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 例えば，“ノミナル値”及び“ノミナル条件”のように用いる。ノミナル値としては、最も確からしいと判断される値又は設計値などが採用される。

5.292

廃棄体 (waste package)

容器に封入し、又は容器に固型化した放射性廃棄物。(サイクル・廃棄物分野)

注釈 1 ピット処分又は中深度処分の対象とできる廃棄体の形態である。トレンチ処分の場合は、コンクリートなどの安定な廃棄物形態 (waste form) であれば、容器に封入又は固型化することなく処分することができる。

5.293

廃棄物埋設施設 (waste disposal facilities)

廃棄物埋設地及びその附属施設。(サイクル・廃棄物分野)

注釈 1 附属施設としては、放射性廃棄物受入れ施設、放射線管理施設などがある。

5.294

廃止措置計画

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の下で事業許可などを受けた者が、廃止措置を行おうとする場合、主務大臣の認可を受けるために申請する当該廃止措置に関する計画。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.295

廃止措置工事

廃止措置に係る行為のうち工事を伴うもの。解体工事及び除染工事が該当する。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.296**廃止措置対象施設**

核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の下で，事業許可などを受けた原子力施設のうち，廃止措置対象とする施設のこと。（基盤技術・廃止措置の分野）

注釈 1 一事業所内に複数の原子炉を設置している場合は，廃止措置の対象とする特定の原子炉。

5.297**排反事象（mutually exclusive event）**

同時に起きることがない事象。（リスク評価分野）

例 ポンプの起動成功及び起動失敗

5.298**バウンディング解析（bounding analyses）**

原子力発電所の事故解析などにおいて，解析上の仮定及び／又は入力データに上下限の範囲を想定して結果を評価する解析。（軽水炉の安全分野）

5.299**廃棄物埋設地（waste disposal areas）**

放射性廃棄物を埋設するために又は人工バリアを設置するために土地を掘削した場所，及び放射性廃棄物を埋設し，埋め戻した場所。（サイクル・廃棄物分野）

注釈 1 単に埋設地ともいう。人工バリアを設置する場合は，その人工バリアを含む。

5.300**ハザード（hazard）**

原子力施設の安全性に脅威を与える可能性のある事象。（リスク評価分野）

5.301**パラメータ（parameter）**

確率分布を特徴付ける数。（リスク評価分野）

注釈 1 確率論及び統計学における母数のこと。

例 起因事象発生頻度，機器故障率又は機器故障確率，アンアベイラビリティ，平均復旧時間。

5.302

バリア材 (barrier materials)

放射性廃棄物の埋設処分において、放射性核種の移行を遅延・制御する材料・物質。
(サイクル・廃棄物分野)

注釈 1 天然の土壌、地盤、岩盤（天然バリア）、及びベントナイト、コンクリートなどの人工的に施工される材料・部材（人工バリア）がある。

5.303

判断基準

原子炉施設の安全設計が妥当であるか否かを判断するために、評価目的に応じて設定された基準。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 設定する判断基準が予め定められていることを前提とする。例えば、“発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針”に示される判断基準などがある。

5.304

ピアレビュー (peer review)

実施者とは独立した専門家によって、対象とするリスク評価が関連する標準に示された要求事項を満足するように実施されているかを評価（指摘・推奨事項、良好事例など）すること。
(リスク評価分野)

5.305

ピット処分 (pit disposal)

地上又は地表近くの地下に設置された廃棄物埋設地において、放射性廃棄物を次のいずれかの埋設の方法によって最終的に処分すること。（サイクル・廃棄物分野）

- ー 外周仕切設備を設置した廃棄物埋設地に放射性廃棄物を定置する方法。
- ー 外周仕切設備を設置しない廃棄物埋設地に放射性廃棄物を一体的に固型化する方法。

注釈 1 “地表近くの地下”に関しては、現行の法令，“核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設事業に関する規則（昭和六十三年一月十三日総理府令第一号）”において、深さ 70 m 未満と定められている。

注釈 2 “pit”に関しては、海外では“vault”のほうが一般的である。

5.306

被ばく経路 (exposure pathway 又は exposure route)

放射性物質が生活環境に到達してから、放射線又は放射性物質が人間に到達し、被ばくをもたらす道筋。（サイクル・廃棄物分野、軽水炉の安全分野）

5.307

評価対象核種 (selected representative radionuclides)

被ばく線量, 放射能濃度などの評価, 測定などの具体的な場合において, 評価, 測定などの有効性を考慮して, その対象として選定した核種。(サイクル・廃棄物分野)

注釈 1 重要核種を全て含む場合もあれば, 重要核種の一部である場合もある。

5.308**評価単位 (averaging mass)**

クリアランス判断する際に用いる対象物の取扱い単位。(サイクル・廃棄物分野)

5.309**評価マトリックス (assessment matrix)**

着目する現象に対する最適評価コードの模擬性能を確認するために, PIRT に基づいて整理した重要現象と個別効果試験・総合効果試験などとの対応関係を整理した表。

(軽水炉の安全分野)

5.310**表面密度 (surface concentration)**

放射性物質が表面に付着・沈着して生じた汚染を単位面積当たりの放射能量で表したもの。(軽水炉の安全分野, サイクル・廃棄物分野)

5.311**拡がりのパラメータ**

水平又は鉛直方向の濃度分布の標準偏差。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.312**¹⁰B 同位体比**

ほう素同位体 (¹⁰B 及び ¹¹B) の総原子数に対する ¹⁰B 原子数の割合を百分率で表したもの。(% [原子数比率]) (軽水炉の安全分野)

5.313**フォールトツリー (fault tree, FT)**

頂上事象について, AND ゲート, OR ゲートなどの論理記号を使用して, その発生の原因をたどって樹形状に展開した図式。(リスク評価分野)

注釈 1 フォールトツリーの一部を仮想的な基事象として扱い, 詳細は別のツリーとして展開するものをサブツリー (subtree) と呼ぶ。

5.314

プーラビリティ (poolability)

複数のデータを、同じ母集団からの標本とみなしてグループ化できること。(リスク評価分野)

5.315

複合事象

因果関係を有し、同時期に発生する、複数のハザードから構成される事象。(リスク評価分野)

5.316

復水 (Condensate water)

二次系の復水器ホットウェルから脱気器入口までに属する水。(S013) (軽水炉の安全分野)

5.317

覆土 (cover soil 又は top cover soil)

ピット処分においては、廃棄体を埋設するために設置した設備などを土砂などで覆った部位、トレンチ処分においては、埋設した廃棄物を土砂などで覆った部位。(サイクル・廃棄物分野)

注釈 1 一般的には、覆土は行為を表す。

5.318

不確かさ (uncertainty)

観測又は解析の結果としての標本に付随した、観測量又は解析結果に合理的に結びつけられ得る値のばらつき (dispersion) の幅を特徴付ける符号なしパラメータ。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 推定誤差とランダムな不確かさとに分けて取り扱うことができる。例えば、解析結果の不確かさは、解析コード、計算モデル、スケール効果、入力データなどに含まれるランダムな不確かさ及び推定誤差に起因する。ここで、“観測量又は解析結果に合理的に結びつけられ得る値”というのは、“真値の候補と考えても不合理でない値”と解釈できる値を指す。また、例えば、解析結果の不確かさは、解析コード、計算モデル、スケール効果、並びに入力データに含まれるランダムな不確かさ及びバイアスに起因する。不確かさをその由来に従って分類すると、aleatory な不確かさ及び epistemic な不確かさの二つに分けることができる。

5.319

復旧時間 (recovery time)

機器の故障が発生した時点から、その機能が回復するまでの時間。(リスク評価分野)

5.320

物理モデル (physics-based model, physical model)

数学モデル又は計算モデルの中で、構成式に関わる現象又は機器の挙動を、機構論的又は現象論的に表現したモデル。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 構成式は物理モデル又は相関式から構成される。さらに、2 流体モデル、非平衡モデル、均質流モデル、混合流モデル、3 次元モデル、3 領域モデル、ドリフトフラックスモデル、コンポーネントモデル、動特性モデル、制御系モデルなど、現象を個別にモデル化する概念又は枠組みを指す概念モデルに対しては、それぞれ個別の呼称を用いる。

5.321**不溶解性成分**

孔径 0.45 μm のメンブランフィルタで捕集される金属元素。(軽水炉の安全分野)

5.322**フラジリティ (fragility)**

地震動の作用に対して建屋・機器が損傷する度合い。(リスク評価分野)

5.323**フラジリティ曲線 (fragility curve)**

地震動強さのレベルごとに計算される条件付損傷確率を連ねたもの。(リスク評価分野)

5.324**フラジリティ評価 (fragility assessment)**

建屋・機器の現実的耐力及び現実的応答を用いて、確率論的にそれらの条件付損傷確率を求めること。(リスク評価分野)

5.325**プラント安定性 (plant stability)**

主要なプラント制御系及び安全保護系を含めたBWR全体において、制御棒の反応度、圧力制御系の設定点、原子炉水位制御系の設定点及び再循環流量制御系の設定点のそれぞれについてのステップ状の変更に対して、蒸気流量、原子炉圧力、中性子束、炉心流量などの原子炉の主要な変数が速やかに収束する性能。(軽水炉の安全分野)

5.326**プラントウォークダウン (plant walkdown, PWD)**

リスク評価を実施する上で必要な情報について、机上の情報を補足し、正確さを確認するために実施する、原子力施設内の現地調査。（リスク評価分野）

注釈 1 原子力施設敷地内を含めて現地調査を行う場合は、サイト・プラントウォークダウンという。

5.327

プラント状態 (plant operational state, POS)

原子炉圧力、温度及び水位があらかじめ定める範囲内にあり、事故に対応する緩和設備の状態が評価にあたって同等とみなせるプラント運転状態。（リスク評価分野）

注釈 1 レベル 1PRA で事件事象をモデル化する場合、プラントシステムの状態(運転、待機、使用不可)によって特徴付けられているプラント運転状態と定義される。プラント状態の設定では、崩壊熱レベル、原子炉圧力、温度、水位、停止時の操作、保守点検などの作業の進捗に伴って変化する緩和設備の状態などを考慮する。例えば、水位は、使用できる緩和設備が相違する可能性があり、また、燃料露出までの時間余裕が相違するため、POS 分類で考慮する項目になる。

5.328

プラント損傷状態 (plant damage state)

格納容器機能喪失に影響を与える緩和機能の成否、物理的・化学的現象、格納容器機能喪失時期及び格納容器機能喪失モード、それぞれの観点から類似の特徴を持つ炉心損傷に至る事故シーケンスの最終状態を類型化したもの。（リスク評価分野）

5.329

プラント脆弱性 (plant fragility)

地震動強さの関数として表現された条件付き炉心損傷確率。（リスク評価分野）

5.330

フルエンス率 (fluence rate)

単位時間当たりの光子又は中性子のフルエンス。（基盤技術・廃止措置の分野）

注釈 1 光子又は中性子に対して、それぞれ光子線束又は中性子（線）束ともいう。

5.331

フロントライン系 (frontline system)

所定の安全機能を直接果たす系統。（リスク評価分野）

5.332

分岐確率 (branch probability)

イベントツリーの分岐における一方向選択の確率。(リスク評価分野)

5.333**平均自由行程 (mean free path, MFP)**

“JIS Z 4001 : 1999 日本工業標準調査会 原子力用語 JIS 15123”においては、与えられた媒質中において、特定の種類の粒子がある種の相互作用を起こすまでに走行する平均距離であり、巨視的(マクロ)断面積の逆数に等しいとされている。なお、日本原子力学会標準においては、対応英語 mean free path を略した mfp を、遮蔽体の厚さを表す単位記号として用いることがある。

(基盤技術・廃止措置の分野)

注釈 1 mfp は、遮蔽体の厚さを表す単位記号としても用いる。

5.334**平常運転時**

原子炉施設が通常の運転状態にあり、換気空調系の運転による排ガスの吹上げ高さを考慮する状態。(軽水炉の安全分野)

5.335**平常時**

廃止措置計画に従って、所定の安全性を確保した条件下で廃止措置を実施している状態。

(基盤技術・廃止措置の分野)

5.336**ベイズ推定 (bayesian estimation)**

ベイズ (Bayes) の定理に基づく統計推論。(リスク評価分野)

注釈 1 ベイズ推定では、未知量の不確かさをモデル化するために確率分布を用いる。すなわち、パラメータを確率変数のように扱う。

5.337**閉塞率**

建屋及び地形の最大断面積を同じ流れ方向に直角な方向の風洞(数値計算の場合は計算領域)の断面積(高さ×幅)で除した値。(軽水炉の安全分野)

5.338**平地実験**

風洞内に建屋及び地形の縮尺模型を入れずに種々の放出源高さに相当する位置でトレーサガスを放出し地表空气中濃度分布を測定する実験。(軽水炉の安全分野)

5.339

平地計算

計算領域内に建屋及び地形を再現せずに種々の放出源高さに相当する位置で排ガスを放出し、地表空气中濃度分布を求める計算。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.340

ヘディング (heading)

イベントツリーにおいて、その成否を用いて事象の進展をモデル化するための条件として選定されたもの。(リスク評価分野)

例 システム, 運転性, 運転員操作, 環境

5.341

BEPU (BEPU: best estimate plus uncertainty)

最適評価コードを用い、不確かさの影響を定量的に取り扱って解析結果に反映すること又はそのための手法。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 統計的安全評価は、BEPU に属する入力データの不確かさの伝播を統計的に取り扱う手法の一つを安全評価に適用したもの。BEPU 手法には次の 3 種類の手法がある。

- ・入力の不確かさの伝播を統計的に取り扱う手法(統計的安全評価手法も含まれる)
- ・出力の不確かさの伝播を統計的に取り扱う手法
- ・入力の不確かさの伝播を統計的に取り扱わない非統計的 BEPU 手法

なお、BEPU 手法の実施プロセスの一部に対して、最適評価コードの代わりに、最適評価コードによる代表的な計算結果を用いて作成され当該の計算結果との差異が定量化されたメタモデルを使用することもあり得る。

5.342

放射化計算 (activation calculation)

中性子照射で生じた放射能(放射化量)を計算によって求めること。(サイクル・廃棄物分野)

5.343

放射性よう素

核分裂によって生成し、 γ 線を放出する放射性同位体よう素の内、代表的な ^{131}I 及び ^{133}I 。(軽水炉の安全分野)

5.344**放射性よう素沈殿法**

採取試料中の放射性よう素成分を沈殿・ろ過する方法。（軽水炉の安全分野）

5.345**放射線業務従事者**

原子炉施設の保全，核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の運搬，貯蔵，廃棄又は汚染の除去などの業務に従事する者であって，管理区域に立ち入るもの。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.346**放出カテゴリ（release category）**

格納容器イベントツリーの構築によって同定される全ての事故シーケンスを，環境へ放出される放射性物質の放出挙動の類似性に着目してグループ化したもの。（リスク評価分野）

注釈 1 放出カテゴリのソースターム解析においては，この放出カテゴリごとに選定された代表的な事故シーケンスのソースタームを求める。

5.347**放出経路**

- (1) 廃止措置工事に伴い発生する放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の発生源から環境放出に至るまでの経路。（基盤技術・廃止措置の分野）
- (2) 放射性物質がそれを内包する機器から漏洩し，施設外へ放出されるまでに移動する道筋。（リスク評価分野）

注釈 1 放射性物質がそれを内包する機器から漏洩して以降の施設内での移動の道筋は，移行経路とする。

5.348**放出源高さ**

平常運転時の場合は排気筒高さに排ガスの吹上げ高さを加えた高さ，設計基準事故時の場合は排気筒高さで，いずれも地上高。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.349**放出源の有効高さ**

安全解析における大気拡散計算に用いられる，排ガスの拡散に及ぼす建屋及び地形の影響を表すためのみかけの放出源高さ。（基盤技術・廃止措置の分野）

注釈 1 安全解析における大気拡散計算に用いられる。

5.350

ほう素電位差滴定法

中和滴定法によって電位差の変曲点まで滴定し、ほう素濃度を定量する分析方法。（軽水炉の安全分野）

5.351

ほう素同位体比

^{10}B と ^{11}B の原子数比。（軽水炉の安全分野）

5.352

ほう素濃度

ほう素の質量濃度（B : mg/L）。（軽水炉の安全分野）

5.353

ほう素 pH 滴定法

中和滴定法によって pH8.5 付近まで滴定し、ほう素濃度を定量する分析方法。（軽水炉の安全分野）

5.354

保守管理（maintenance management）

保全及びそれを実施するために必要な体制，教育などを含めた活動全般。（軽水炉の安全分野）

5.355

保全（maintenance）

原子力施設の運転に関わる設備の機能を確認，維持又は向上させる活動。原子力施設の点検，補修，取替え及び改造を含む。現在実施している保全内容を現状保全（Current maintenance program）と呼ぶ。（軽水炉の安全分野）

5.356

保全計画（maintenance plan）

構築物，系統及び機器に対し，適切な単位ごとに点検，補修，取替え及び改造の方法，実施頻度及び時期を具体的に定めた計画。（軽水炉の安全分野）

5.357

埋設坑道 (disposal cavern)

中深度処分において、放射性廃棄物を処分するために掘削した空洞（サイクル・廃棄物分野）

5.358

埋設設備 (disposal vault, disposal equipment)

人工バリアの一部であって廃棄物埋設地からの放射性物質の異常な漏えいを防止するための設備（サイクル・廃棄物分野）

5.359

密封機能（輸送容器又は金属キャスクにおける） (leaktight function, as for transport container or metal cask)

輸送容器内又は金属キャスク内に存在する放射性物質を閉じ込める機能。（サイクル・廃棄物分野）

5.360

密封容器（輸送容器又は金属キャスクにおける） (leaktight container, as for transport container or metal cask)

輸送容器又は金属キャスクの構成要素であって、放射性物質を閉じ込めるための密封境界を構成するもの。（サイクル・廃棄物分野）

注釈 1 本体（胴及び底板）、密封蓋及び密封蓋ボルト。ここで、密封蓋とは、輸送時又は貯蔵時において密封機能が要求される蓋をいう。

5.361

模型実験

風洞内に建屋及び地形の縮尺模型を入れ、平常運転時及び想定事故時の放出源高さに相当する位置からトレーサガスを放出して地表空气中濃度分布を測定する実験。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.362

模擬性能

解析コード又は計算モデルが、対象とする現象の挙動について精度よく模擬できる能力。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 妥当性確認に基づいて定量化されるランダムな不確かさ及び推定誤差の大きさが評価の尺度となる。

5.363

モデリング&シミュレーション (modeling and simulation, M&S)

シミュレーションの対象となるシステムについて、システム内部で生じる実現象に対するモデルを系統的に構築して計算機に実装し、モデル V&V、すなわちモデル検証及びモデル妥当性確認を実施した上で、必要な入力を与えて当該システムのシミュレーションを行うまでの一連の実施プロセス。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.364

モデル化 (modeling)

現象、機器の挙動、制御系・安全保護系などの特性を抽象化して記述すること。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 解析コードに現象、機器の挙動、及び制御系・安全保護系などの特性を模擬する要素を実装する過程では、概念モデル、数学モデル及び計算モデルの 3 段階のモデル化がなされる。

5.365

モデル検証 (model verification)

数値モデルが、その基礎となる数理モデルを忠実に表現し、かつ数値モデルの解を、デジタル計算機の打ち切り誤差及び収束許容値の範囲において導くことを確認する実施プロセス。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.366

モデル妥当性確認 (model validation)

モデルが、その所期の利用目的に従ったシミュレーションの予測性能に関する要求の観点から、対象とする実現象を満足できる幅で予測できることを確認する実施プロセス。(基盤技術・廃止措置の分野)

注釈 1 “統計的安全評価の実施基準, AESJ-SC-S001” に定義する“妥当性確認”は M&S ガイド (“シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン: 2015” AESJ-SC-A008:2015) の “モデル妥当性確認” と実質的に同じ定義である。M&S ガイドでは、必要に応じたモデルの再構築及び不確かさの源の特定を重視する観点から、概念モデル、数学モデルなどを妥当性確認した結果に影響を及ぼす “モデル” の範囲に含めている。これに対し、AESJ-SC-S001 では、統計的安全評価の実施に即した実用的な観点から “モデル” を “計算モデル” に限定している。ただし、“計算モデル” に妥当性確認の対象を限定したとしても、数学モデルなどの見直し、改良などを妨げるものではない。

5.367

尤度 (likelihood)

データが離散値の場合にはそれが観測される同時確率。データが連続値の場合にはそれが観測される事象の同時確率密度。(リスク評価分野)

注釈 1 連続値の場合にそれが観測される事象の同時確率密度は、各観測が独立であれば、各データが観測される確率密度の積で得られる。離散値データ及び連続値データが混在している場合は、その尤度は両者の尤度の積で得られる。通常、尤度はデータを定数とみなしパラメータの関数として扱われる。

5.368

裕度

建屋・構築物、機器・配管系などにおける基準となる損傷評価指標の値に対する、耐力に相当する損傷評価指標の比率(リスク評価分野)

注釈 1 損傷評価指標として、断層変位量、応力、ひずみなどを用いる。

5.369

誘因蒸気発生器伝熱管破損 (Induced SGTR)

一次系が高温状態で炉心損傷する事故シーケンスにおいて、高圧及び/又は炉心で発生した高温ガスによって、蒸気発生器伝熱管が破損する事象。(リスク評価分野)

5.370

譲渡 (ゆずりわたし)

廃止措置において、廃止措置対象施設から、国内の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の下にある原子力事業者の別の施設又は海外へ核燃料物質を譲り渡すこと。(基盤技術・廃止措置の分野)

5.371

輸送容器 (containers for transport)

収納物を収納し、輸送するための容器。(サイクル・廃棄物分野)

注釈 1 輸送容器は密封容器、収納物収納装置、トラニオン、中間胴、緩衝体、スツール及びその他の部品で構成される。

5.372

陽イオン交換フィルタ法

採取試料中のコバルト 60 イオンを陽イオン交換ろ紙に吸着させて測定する方法。(S010)
(軽水炉の安全分野)

注釈 1 水化学管理分野に適用する。

5.373

溶解性成分

孔径 0.45 μm のメンブランフィルタを通過する金属元素。(S011) (軽水炉の安全分野)

5.374

溶存水素

原子炉一次冷却材中に溶存している水素。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 通常、溶存水素濃度測定結果は標準状態 (STP : 0 °C, 101.325 kPa) で示しているが、単位表示は AESJ-SC-S003:2010 の 3 (用語及び定義) に示すとおり cm^3/kg である。

5.375

溶存水素濃度

一次冷却材 1kg に溶存している水素量を標準状態の体積に換算した値。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 単位は cm^3/kg とする。

注釈 2 標準状態は JIS K 0211 : 2005 に基づき、大気圧 101.325 kPa, 気温 0 °C とする。

5.376

ランダム故障 (random failure)

無秩序に発生する機器の故障。(リスク評価分野)

5.377

ランダムサンプリング (無作為抽出) (random sampling)

データをある母集団分布から無作為に標本抽出すること。(リスク評価分野)

注釈 1 n 個の確率変数 X_1, X_2, \dots, X_n が互いに独立で、かつ全てが同一の確率分布に従うとき、 X_1, X_2, \dots, X_n の観測値 x_1, x_2, \dots, x_n は無作為に抽出された標本である。

5.378

ランダムな不確かさ (random uncertainty)

観測又は解析の結果としての標本に付随した偏差から推定誤差を差し引いて残る標本のばらつきを特徴付ける符号なしの値。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 ランダムな不確かさは、パラメータが必ずしも厳密にランダムに分布しているときだけでなく、何らかのばらつきのあるパラメータについて、その分布の幅を表す用語としている。

5.379**乱流強度**

風速変動の標準偏差をその高さにおける平均風速で除した値。ここで、平均風速は、時間平均した風速の値。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.380**リウエット**

蒸気に露出した燃料被覆管表面が再び液膜で覆われる現象をいう。（軽水炉の安全分野）

5.381**リウエットクオリティ**

リウエットが生じる蒸気クオリティをいう。（軽水炉の安全分野）

5.382**リスク (risk)**

望ましくない事象の発生確率とその事象による被害の大きさとの積和又は組み合わせ。（リスク評価分野）

5.383**リスク情報 (risk information)**

リスク評価の結果及びその過程から得られる情報。（リスク評価分野）

例 ・原子力施設のリスクの程度についての情報（リスク指標のうち、リスクの絶対値、リスクの変化量など）

- ・系統・機器などがリスクへ与える影響に関する情報（リスク指標のうち、重要度など）
- ・上記二つの情報の不確実さに関する情報
- ・プラント損傷状態及び格納容器破損モードに含まれる最小カットセット

注釈 1 “リスク情報”という語に関する画一的な定義はないが、PRAによる不確かさもふまえた評価の結果及び評価の背景などの評価の過程から得られる情報を“リスク情報”ということが多い。

5.384**領域安定性 (regional neutron flux stability)**

炉心を分ける複数の大域的な空間領域で互いに位相差を伴いながら中性子束が同期して生じる振動が速やかに収束する性能。（軽水炉の安全分野）

注釈 1 核熱水力安定性の評価では、炉心内のある領域に熱水力的に安定性の劣った燃料集合体が存在し、それ自体では不安定に至らないが核的なフィードバックが加わることによって不安定性が増幅され、局所的に出力が変動する安定性について調べる。この出力の変動は空間高次モードの中性子束の振動に支配されるが、多くの場合、炉心内の左右半面などの領域間で逆位相の振動になって現れる。

5.385

臨界防止機能 (criticality preventing function)

中性子反応により臨界に達することを防止する機能。(サイクル・廃棄物分野, 軽水炉の安全分野)

5.386

冷温停止時 (outage/wet layup)

原子炉の温度が 100°C未満の状態、原子炉を起動するための操作(制御棒の引抜きなど)を開始するまでの期間。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 起動前給復水系浄化運転及び原子炉脱気運転もこの期間に含める。

注釈 2 水化学管理分野に適用する。

5.387

劣化 (degradation)

構築物、系統及び機器に要求されている性能又は材料特性の時間的な変化による低下。(軽水炉の安全分野)

5.388

劣化形態 (degradation mechanism)

経年的な使用によって生じる材料の状態変化の形態。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 具体的な劣化形態には、材質変化、割れ、減肉などがある。

5.389

レベル 1 PRA (Level 1 PRA)

原子力発電所において炉心損傷頻度の評価までを行う確率論的リスク評価。(リスク評価分野)

5.390

レベル 2 PRA (Level 2 PRA)

原子力発電所において環境へ多量の放射性物質を放出する事故シーケンスの発生頻度及びソースタームの評価までを行う確率論的リスク評価。(リスク評価分野)

5.391**レベル 3 PRA (Level 3 PRA)**

原子力施設において、ソースタームとその放出の発生頻度を基に、公衆の健康影響及び／又は経済影響の評価までを行う確率論的リスク評価。(リスク評価分野)

5.392**ろ過後沈殿生成法**

採取試料中のよう素 131 をよう化銀として沈殿させて測定する方法。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 水化学管理分野に適用する。

5.393**ろ過法**

採取試料中のコバルト 60 イオンを含んだ原子炉水をメンブランフィルタによりろ過し、ろ過後の原子炉水を測定する方法。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 水化学管理分野に適用する。

5.394**ロジックツリー (logic tree)**

地震ハザード評価における認識論的不確実さの要因の取扱いに関し、専門家間で意見の違いがある場合に、可能性のある考え方を合理的に取り上げ、それらの考え方の組合せを樹状(ツリー状)に表現し、可能性の度合いに応じて重みを設定したもの。(リスク評価分野)

5.395**ロジックツリー手法 (logic tree method)**

ロジックツリーを用いて評価された地震ハザード曲線群の確率分布を求める手法。(リスク評価分野)

5.396**露出時間 (exposure time)**

関心のある事象が発生し得る期間の長さ。(リスク評価分野)

注釈 1 暴露時間ともいう。原子炉臨界炉年, サイト暦時間又は発電時間のような対象とする期間の単位を明確にする。リスクにさらされる時間 (time at risk) ともいう。対象として時間だけではなくデマンド回数なども含む場合は“露出データ”又は“暴露データ”という。

5.397

炉心安定性 (core-wide neutron flux stability)

炉心全体で中性子束に生じる同位相の振動が速やかに収束する性能。(軽水炉の安全分野)

注釈 1 核熱水力安定性の評価では、熱水力的に特性の異なる燃料集合体のそれぞれで流量の再配分が起こって炉心の特性が各部で変化する場合を含め、炉心内の中性子束が一体として変化する空間基本モードが卓越した状態での安定性を調べる。

5.398

炉心損傷 (core damage)

炉心の露出又は過熱によって生ずる燃料の重大な損傷。(リスク評価分野)

5.399

炉心損傷事故 (core damage accident)

設計基準事象を超える事象であって、炉心の冷却又は反応度の制御ができず、炉心損傷に至るもの。(リスク評価分野)

5.400

炉心損傷頻度 (core damage frequency, CDF)

単位時間当たりの炉心損傷事故の発生回数, 又はその期待値。(リスク評価分野)

5.401

論理ループ (circular logic)

ある事象の発生原因を展開していく中に、当該事象そのものが存在する状態。(リスク評価分野)

表 1-1 略語一覧（英語）

| 略語 | 英 語 | 日本語 |
|--------------|--|------------------|
| ABWR | Advanced Boiling Water Reactor | 改良沸騰水型原子炉： |
| ADS | Automatic Depressurization System | 自動減圧系 |
| AFW | Auxiliary Feed Water | 補助給水系 |
| AHP | Analytic Hierarchy Process | 階層分析法 |
| ALARA | As Low As Reasonably Achievable | ALARA |
| ALARP | As Low As Reasonably Practicable | ALARP |
| AM | Accident Management | アクシデントマネジメント |
| AOO | Anticipated Operational Occurrences | 運転時の異常な過渡変化 |
| APWR | Advanced Pressurized Water Reactor | 改良加圧水型原子炉 |
| ARF | Airborne Release Fraction | 雰囲気中に放出され浮遊する割合 |
| ASME | American Society of Mechanical Engineers | 米国機械学会 |
| ATWS | Anticipated Transient Without Scram | スクラム失敗異常過渡 |
| BEPU | Best Estimate Plus Uncertainty | 不確かさを定量化した最適評価 |
| BFR | Binomial Failure Rate | BFR （モデル） |
| BWR | Boiling Water Reactor | 沸騰水型軽水炉 |
| CCCG | Common Cause Component Group | 共通原因機器グループ |
| CCF | Common Cause Failure | 共通原因故障 |
| CET | Component Effects Test | コンポーネント効果試験 |
| CFF | Containment Failure Frequency | 格納容器機能喪失頻度 |
| CDF | Core Damage Frequency | 炉心損傷頻度 |
| CR | Control Rod | 制御棒 |
| CRD | Control Rod Drive | 制御棒駆動系 |
| CRDM | Control Rod Drive Mechanism | 制御棒駆動装置 |
| CUW | Reactor Water Clean-up system | 原子炉冷却材浄化系 |
| CV | Containment Vessel | 原子炉格納容器 |
| CVCS | Chemical and Volume Control System | 化学体積制御系 |
| DCH | Direct Containment Heating | 格納容器雰囲気直接加熱 |
| DG | Diesel Generator | ディーゼル発電機 |
| ECSS | Emergency Core Cooling System | 非常用炉心冷却系 |
| EF | Error Factor | エラーファクタ |
| EPRI | Electric Power Research Institute | 電力研究所（米国） |
| ESW | Emergency Service Water | 非常用補機冷却水系 |
| FMEA | Failure Mode and Effects Analysis | 故障モード・影響評価 |

| | | |
|----------------|--|------------------------|
| FP | Fire Protection system | 消火系 |
| FPC | Fuel Pool Cooling system | 使用済燃料プール冷却浄化系 |
| GDC | General Design Criteria | 米国一般設計基準 |
| HAZOP | Hazard and Operability | ハザップスタディーズ |
| HCLPF | High Confidence of Low Probability of Failure | 高頻度低損傷確率 |
| HEP | Human Error Probability | 人的過誤確率 |
| HHSI | High Head Safety Injection system | 高圧注入系 |
| HPCI | High Pressure Core Injection | 高圧炉心注入系 |
| HPCS | High Pressure Core Spray | 高圧炉心スプレイ系 |
| HPSI | High Pressure Safety Injection | 高圧安全注入系 |
| HSE | Health and Safety Executive | 英国労働安全衛生庁 or 英国保健安全執行部 |
| HVAC | Heating, Ventilating and Air Conditioning | 換気空調系 |
| IAEA | International Atomic Energy Agency | 国際原子力機関 |
| ICRP | International Commission on Radiological Protections | 国際放射線防護委員会 |
| ICRU | International Commission on Radiation Units & Measurements | 国際放射線単位測定委員会 |
| IET | Integral Effects Test | 総合効果試験 |
| IS-LOCA | Interface System LOCA | インターフェイスシステム LOCA |
| JASS | Japanese Architectural Standard Specification | 日本建築学会建築工事標準仕様書 |
| JEAC | Japan Electric Association Code | 電気技術規程 |
| JEAG | Japan Electric Association Guide | 電気技術指針 |
| JIS | Japanese Industrial Standard | 日本工業規格 |
| LCO | Limiting Condition for Operation | 運転制限条件 |
| LERF | Large Early Release Frequency | 早期大規模放出頻度 |
| LHSI | Low Head Safety Injection system | 低圧注入系 |
| LOCA | Loss Of Coolant Accident | 冷却材喪失事故 |
| LPCI | Low Pressure Core Injection | 低圧炉心注入系 |
| LPCS | Low Pressure Core Spray | 低圧炉心スプレイ系 |
| LPF | Low Pressure Feed | 低圧注入系による冷却材の供給 |
| LPRM | Local Power Range Monitor | 局所出力領域モニタ |
| LPSI | Low Pressure Safety Injection | 低圧安全注入系 |
| LRF | Large Release Frequency | 大規模放出頻度 |
| MCCI | Molten Core Concrete Interaction | デブリ・コンクリート相互作用 |
| MCPR | Minimum Critical Power Ratio | 最小限界出力比 |

| | | |
|-----------------|---|-------------------|
| MGL | Multiple Greek Letter | MGL (モデル) |
| MG (Set) | Motor Generator (Set) | MG セット |
| MLD | Master Logic Diagram | マスターロジックダイアグラム |
| MLE | Maximum Likelihood Estimator | 最尤推定量 |
| MOX | Mixed Oxide | 混合酸化物 |
| MUWC | Make-Up Water Condensate system | 復水補給水系 |
| MS | Main Steam system | 主蒸気系 |
| MSIV | Main Steam Isolation Valve | 主蒸気隔離弁 |
| NRC | Nuclear Regulatory Commission | 原子力規制委員会 (米国) |
| NUCIA | NUCclear Information Archives | 原子力施設情報公開ライブラリ |
| PCT | Peak Clad Temperature | 燃料被覆管最高温度 |
| PCV | Primary Containment Vessel | 一次格納容器 |
| PIRT | Phenomena Identification and Ranking Table | 重要度ランクテーブル |
| PLR | Primary Loop Recirculation system | 原子炉再循環系 (BWR) |
| PORV | Power-Operated Relief Valve | 逃がし弁 |
| POS | Plant Operational State | プラント状態 |
| PRA | Probabilistic Risk Assessment | 確率論的リスク評価 |
| PSF | Performance Shaping Factor | 行動形成因子 |
| PSR | Periodic Safety Review | 定期安全レビュー |
| PSR+ | Proactive Safety Review | プロアクティブ・セーフティレビュー |
| PWR | Pressurized Water Reactor | 加圧水型軽水炉 |
| RCIC | Reactor Core Isolation Cooling | 原子炉隔離時冷却系 |
| RCP | Reactor Coolant Pump | 一次冷却材ポンプ |
| RCS | Reactor Coolant System | 原子炉冷却系 |
| RCW | Reactor Cooling Water system | 原子炉補機冷却水系 |
| RHR | Residual Heat Removal system | 残留熱除去系 |
| ROAAM | Risk Oriented Accident Analysis Methodology | リスク指向事故解析手法 |
| RPS | Reactor Protection System | 原子炉保護系 |
| RPV | Reactor Pressure Vessel | 原子炉圧力容器 |
| RWST | Refueling Water Storage Tank | 燃料取替用水タンク |
| SAM | Severe Accident Management | シビアアクシデントマネジメント |
| SET | Separate Effects Test | 個別効果試験 |
| SFP | Spent Fuel Pool/Spent Fuel Pit | 使用済燃料プール/使用済燃料ピット |
| SG | Steam Generator | 蒸気発生器 |
| SLC | Standby Liquid Control | ほう酸水注入系 (BWR) |
| SSCs | Structures, Systems and Components | 構築物, 系統及び機器 |

| | | |
|----------------|---|----------|
| SV | Safety Valve | 安全弁 |
| TFI | Technical Facilitator/Integrator | 総合的な纏め役 |
| THERP | Technique for Human Error Rate Prediction | THERP 手法 |
| TI | Technical Integrator | 技術的な纏め役 |
| V&V | Verification & Validation | 検証と妥当性確認 |

表 1-2 略語一覧（日本語）

| 略 語 | 日本語（正式名称） |
|--------------|--|
| ECSS 性能評価指針 | 軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針 |
| 安全性向上評価運用ガイド | 実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド |
| 安全評価審査指針 | 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 |
| 原子炉等規制法 | 核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律 |
| 実用炉規則 | 実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則（昭和 53 年通商産業省令第 77 号） |
| 設置許可基準規則 | 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則 |
| 第二種埋設事業規則 | 核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則 |
| 廃棄物処理法 | 廃棄物の処理及び清掃に関する法律 |
| 廃棄物処理法施行規則 | 廃棄物の処理及び清掃に関する法律施行規則 |
| 廃棄物処理法施行令 | 廃棄物の処理及び清掃に関する法律施行令 |

AESJ-SC-TR014 : 2024

標準委員会 用語辞典 : 2024

解説

この解説は、本体に記載した事柄、及びこれらに関連した事柄を説明するものである。

この解説は、一般社団法人日本原子力学会が編集発行するものであり、この解説に関する問い合わせは、一般社団法人日本原子力学会へお願いします。

1 制定、改定の趣旨

原子力用語の意味合いが議論する場によって少しずつ異なる場合があるので、標準委員会としての用語辞典を作成することが関係者のコミュニケーションのためには極めて重要である。標準委員会の AESJ-SC-M001:2020 (標準作成ガイドライン:2020) の箇条 7.4.1 によると、用語及び定義について、“・・・用語は JIS Z 4001 によることを基本とする。標準で用いる用語が一般的でない場合、又は一般的な用語を標準の中で特別な意味で使用する場合に定義する。・・・既に他の標準で定義されている用語を転載して、そのまま定義する場合又は変更して定義する場合には、出典として元の規格の番号（発効年又は発行年を含める。）及び用語番号を付記することが望ましい。・・・”とされている。

しかし、実際には、標準間で重複して定義している場合、また、それらが同一であればよいが少しではあるが異なる場合が散見されている。このような状況に鑑み、標準委員会として、4 専門部会で共通して使う用語辞典を制定することとして、標準委員会直結の標準活動検討タスク（標準活動基本戦略タスクの前身）がリードしながら、平成 25 年 10 月から、4 専門部会の協力を得て作成を開始した。

その後、平成 28 年 3 月の標準委員会において、標準にするか、技術レポートにするかなどについて議論があったことから、標準活動基本戦略タスクで議論し、また、用語集は多くの人に使ってもらうのであるから広く意見を聞くため各専門部会にも意見を聞くこととし、各専門部会に平成 28 年 5 月 26 日～7 月 11 日において標準活動基本戦略タスクが考える論点について意見集約をお願いした。その結果、技術レポート“用語辞典”として進めること、更新は毎年などが合意された。この結果、特定の分野で“用語の定義”と共通部分だけを厳しく縛るのではなく、IAEA の Glossary のように複数の定義の共存、それらの使い方の説明などを追記することができ、様々な専門分野、規定対象及び状況に応じて適切かつ確かな用語の定義を選択することができるようになり、標準策定関係者のコミュニケーションを効果的かつ効率的にすることができることとなった。

その後、標準委員会では、平成 29 年 3 月にこの用語辞典などの原子力用語の定義の品質向上を目的として、標準活動基本戦略タスク傘下に用語辞典 WG を設置した。用語辞典 WG

の議論を通じて、用語辞典の初版制定時に残したコメント対応の主な方針[第2回用語辞典WG (H29.8.2) の合意]として、次を合意した。

- a) 一般向けを主旨（個別分野の専門家向けとしない）とし、共通性のある用語を中心に編集する。用語の英語標記も合わせて整備していく。
- b) 一般的な用語（名詞）を個別の意味で用いる場合は、原則として除外する。
（例：リスク評価における回路，煙，データ）
- c) 特定の標準での個別又は特殊な定義となる用語は、原則として除外する。
（例：リスク評価における 不確実さ，しきい線量，防護対策）
- d) 略語については、この辞典内で用いられていない用語でも必要によって収録する。
- e) 各用語に付す分野の定義を明確にする。

2 制定，改定の経緯

| | |
|--------------|---|
| 平成 25 年 10 月 | 第 10 回標準活動検討タスクで、用語辞典を作成することを合意 |
| 平成 26 年 06 月 | 第 57 回標準委員会に中間報告を実施 |
| 平成 26 年 12 月 | 第 59 回標準委員会で標準活動検討タスクを標準活動基本戦略タスクに改組し、活動強化することを合意 |
| 平成 27 年 08 月 | 第 2 回標準活動基本戦略タスクで標準委員会としての用語・略語集作成を再開することで合意 |
| 平成 27 年 12 月 | 第 63 回標準委員会に中間報告 |
| 平成 28 年 03 月 | 第 64 回標準委員会に経過報告 |
| 平成 28 年 12 月 | 第 67 回標準委員会に最終報告 |
| 平成 29 年 03 月 | 第 68 回標準委員会で制定 |
| 平成 29 年 12 月 | 第 71 回標準委員会に最終報告 |
| 平成 30 年 03 月 | 第 72 回標準委員会で改定（第 2 版）（第 1 回改定） |

【更新の対象となった制改定標準】

- a) AESJ-SC-RK001:2015 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015（2016年11月7日発行）
 - b) AESJ-SC-P009:2016 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 2PRA 編）：2016（2016年12月28日発行）
- 平成 31 年 03 月 第 76 回標準委員会で改定（第 3 版）（第 2 回改定）

【更新の対象となった制改定標準】

- a) AESJ-SC-F016:2016 低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る覆土の施工方法及び施設の管理方法：2016 —ピット処分及びトレンチ処分編—（2018年8月8日発行）
- 令和 2(2020)年 06 月 第 80 回標準委員会で改定（第 4 版）（第 3 回改定）（新型コロナウイルスで延期）

【更新の対象となった制改定標準】

- a) AESJ-SC-F026:2016 浅地中処分の安全評価手法 : 2016 (2018年10月23日発行)
- b) AESJ-SC-P010:2018 原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準 (レベル3 PRA 編) : 2018 (2018年10月26日発行)
- c) AESJ-SC-RK003:2018 原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義 : 2018 (2019年4月22日発行)
- d) AESJ-SC-RK004:2016 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 : 2016 (2019年5月15日発行)
- e) AESJ-SC-P011:2018 核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準 : 2018 (2019年6月12日発行)
- f) AESJ-SC-P005:2015&2016 (追補1) (AESJ-SC-P005:2016 (Amd.1)) &2017 (追補2) (AESJ-SC-P005:2017 (Amd.2)) &2018 (追補3) (AESJ-SC-P005:2018 (Amd.3)) 原子力発電所の高経年化対策実施基準 : 2015 (2019年7月8日発行)
- g) AESJ-SC-F015 : 2019 中深度処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法の基本手順 : 2019 (2019年8月29日発行)
- h) AESJ-SC-S005 : 2019 原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準 : 2019 (2019年9月6日発行)
- i) AESJ-SC-P001 : 2019 原子力発電所の停止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1 PRA 編) : 2019 (2019年10月4日発行)
- j) AESJ-SC-S007 : 2019 沸騰水型原子炉の水化学管理指針 : 2019 (2019年10月25日発行)
- k) AESJ-SC-S008 : 2019 加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針 : 2019 (2019年11月22日発行)

この第3回の改定ではリスク評価分野の発行が多い。リスク評価分野では、改定した各標準により用語の定義を最新化するとともに(主に"原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義"), "核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準"が新規に発行されたことから、原子力発電所に加えて核燃料施設も対象とし、発電炉のPRA以外のリスク評価の用語も範疇とした。

2022年8月 標準活動基本戦略タスク 2022年度第2回で改定作業について説明。用語辞典の改定が滞っていることから、タスクメンバーにて3年分の標準を所掌する分科会に確認しつつ改定を行うことを合意した。

2022年11月 標準活動基本戦略タスク 2022年度第3回で改定作業開始について説明。改定案を分科会に送り確認してもらい集約し、第91回標準委員会に本報告することで合意した。

【更新の対象となった制改定標準】

- a) AESJ-SC-S008 : 2019 加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針 : 2019 (2019年11月22日)
- b) AESJ-SC-S009 : 2018 沸騰水型原子炉の水化学分析方法—よう素 131 : 2018 (2019年12月26日)
- c) AESJ-SC-S010 : 2018 沸騰水型原子炉の水化学分析方法—コバルト 60 イオン : 2018 (2019年12月26日)
- d) AESJ-SC-S011 : 2018 沸騰水型原子炉の水化学分析方法—金属不純物 : 2018 (2019年12月26日)
- e) AESJ-SC-P003 : 2019 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準 : 2019 (2020年5月12日)
- f) AESJ-SC-F022 : 2019 ピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定に関する基本手順 : 2019 (2020年5月25日)
- g) AESJ-SC-S012 : 2019 原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準 : 2019 (2020年6月11日)
- h) AESJ-SC-S013 : 2020 加圧水型原子炉二次系の水化学管理指針 : 2020 (2020年11月10日)
- i) AESJ-SC-RK009 : 2021 原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 : 2021 (2021年8月31日)
- j) AESJ-SC-P009 : 2021 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2 PRA 編) : 2021 (2021年11月5日)
- k) AESJ-SC-P005 : 2021 原子力発電所の高経年化対策実施基準 : 2021 (2021年11月5日)
- l) AESJ-SC-P007 : 2021 BWR の核熱水力安定性評価基準 : 2021 (2022年3月14日)
- m) AESJ-SC-F002 : 2021 使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準 : 2021 (2022年3月23日)
- n) AESJ-SC-S001 : 2021 統計的安全評価の実施基準 : 2021 (2022年4月21日)
- o) AESJ-SC-RK010 : 2022 原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する基準 (レベル1 PRA 編) : 2022 (2022年7月21日)
- p) AESJ-SC-RK011 : 2022 原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する指針 (レベル1 PRA 編) : 2022 (2022年7月21日)

2023年2月 標準活動基本戦略タスク 2022年度第4回で、改定版の確認を行った。

2023年3月 第91回標準委員会にて報告。

2023年6月 第92回標準委員会で改定(第5版)(第4回改定)

【更新の対象となった制改定標準】

- a) AESJ-SC-A004 : 2022 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 : 2022 (2023 年 3 月 24 日)
- b) AESJ-SC-F027 : 2022 浅地中ピット処分対象廃棄体の製作要件及び検査方法 : 2022—ドラム缶形態編— (2023 年 7 月 13 日)
- c) AESJ-SC-RK012 : 2022 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 2 PRA 編) : 2022 (2023 年 9 月 5 日)
- d) AESJ-SC-F028 : 2023 低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る埋戻しの方法及び施設の管理方法-中深度処分編 : 2023 (2023 年 11 月 13 日)
- e) AESJ-SC-F012 : 2023 低レベル放射性廃棄物処分施設の安全評価の実施方法—中深度処分編 : 2023 (2023 年 11 月 14 日)
- f) AESJ-SC-A002 : 2022 発電用原子炉施設の廃止措置計画策定基準 : 2022 (2023 年 12 月 7 日)
- g) AESJ-SC-A009 : 2022 原子力施設の廃止措置の基本安全基準 : 2022 (2023 年 12 月 7 日)
- h) AESJ-SC-A010 : 2022 発電用原子炉施設の廃止措置計画における安全評価基準 : 2022 (2023 年 12 月 7 日)
- i) AESJ-SC-S002 : 2023 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法—ほう素 : 2023 (2023 年 12 月 26 日)
- j) AESJ-SC-S003 : 2023 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法—溶存水素 : 2023 (2023 年 12 月 26 日)
- k) AESJ-SC-S004 : 2023 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法—放射性よう素 : 2023 (2023 年 12 月 26 日)
- l) AESJ-SC-S014 : 2023 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法—ほう素同位体比 : 2023 (2023 年 12 月 26 日)
- m) AESJ-SC-F017 : 2023 低レベル放射性廃棄物処分施設の施設検査方法—浅地中処分編 : 2023 (2023 年 12 月 26 日)

2024 年 2 月 標準活動基本戦略タスク 2023 年度第 4 回で、改定版の確認を行った。

2024 年 3 月 第 95 回標準委員会にて報告。

2024 年 9 月 第 97 回標準委員会で改定 (第 6 版) (第 5 回改定)

3 審議中問題となった事項など

原子力発電所, サイクル, 再処理の施設で, そして安全, リスク, サイクル・廃棄物, 基盤技術, 廃止措置の分野で, 共通的に使用できる用語の定義を示すために, 専門領域によってやはり違うものについては, 精査した上で, 該当する分野名を記載して複数の定義が共存

でき、それらの使い方の説明などを追記することとした。

4 適用範囲について

この技術レポートは、原子力学会標準委員会が発行する標準で使用される用語及び定義、略語をまとめたものである。標準委員会で使用する用語・略語は、まずは JIS Z 4001 を基本にしつつ、それでは不慣れた用語はこの技術レポートの用語・略語を使い、それでも不慣れた場合には個別標準で追加した定義で使うことになる。

5 本体、附属書の解説

初版の標準委員会の用語辞典を作成するに当たっては、次の作成方針で行った。

- 1) 各専門部会において、所掌する標準の用語の定義の重複、差異のチェックを行う。具体的な手順は次による。
 - ・全標準の用語を抽出する。
 - ・重複があるものを部会共通用語候補として抽出し、意味するところが同じであることを確認後に、統一案を作成する。
 - ・重複はないが、今後作るであろう標準を考慮して定義しておいた方がよさそうなものは別途共通用語としてピックアップする。
 - ・特定の標準の中だけで用いられるものは共通用語候補とはしない。
 - ・言葉として一般的なものに特別な意味を持たせているものについては、定義することの必要性を確認後、その用語の後に（〇〇分野における）をつけて特殊な使い方であることを明示する。
- 2) 専門部会間において、お互いの用語の定義の重複、差異のチェックを行う。
- 3) 国内外組織の用語辞典との比較をし、必要な追加、修正を行う。

6 懸案事項

ISO/TC85/WG1（用語）では、2015年に、原子力用語（JIS Z 4001）の元になった ISO 921（1997）を廃止し、新しい ISO 用語規格 ISO 12749 を発行している。ISO/TC85/WG1 委員会の国内対策委員会（事務局は日本原子力学会）では、上記 ISO 12749 の審議活動を行っている。標準委員会としては、必要に応じて ISO 12749 の審議活動と整合をとっていくこととする。

7 その他の事項

なし