

AESJ-SC-TR014 : 2016



標準委員会用語辞典
標準で使用される用語の定義 : 2016

標準委員会 技術レポート

2017年3月

一般社団法人 日本原子力学会
標準委員会

まえがき

標準委員会用語辞典 標準で使用される用語の定義：2016 は、日本原子力学会が標準委員会にて制定する標準に共通する“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”を定めるにあたり，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，いく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に共通する“用語及び定義，略語”について共通の用語辞典を制定することにより，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 関村 直人

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
解説	74

日本原子力学会標準
標準委員会用語辞典
標準で使用される用語の定義：2016

Standards Committee Glossary
Definitions in Standards of the Standards Committee：2016

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を定義し、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、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、この技術レポートと個別の標準の両方で用語の定義がなされている場合には、個別の標準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（平成28年11月現在）の中で特別な意味あるいは定義を持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、並びに特定標準の中だけで使う用語は含まれていない。

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、標準策定者あるいは標準使用者は、当該標準の目的に沿ったものを使えば良い。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ので、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)

設計基準事故を超え, 炉心又は使用済燃料プール内の燃料が大きく損傷する恐れのある事態に対し, 設計に含まれる安全余裕や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又はそうした事態に備えて新規に設置した機器等を有効に活用して講ずる一連の措置をいい, (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, からなる。
(軽水炉の安全分野)

5.2

アグリゲート地震ハザード

ロジックツリーを用いて評価した複数の地震ハザード曲線が極端に偏りをもった分布の場合を対象として求めた信頼度別のハザード曲線群をいう。(軽水炉の安全分野)

注記 地震ハザード評価においては, 地震の発生位置, 規模, 発生頻度/確率, 地震動伝播に関わる不確実さを考慮する。例えば, 信頼度 95% のフラクタイル地震ハザード曲線というようにいう。アグリゲート地震ハザードも地震ハザードの不確実さ評価結果の一つ。

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)

注記 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ぬ, 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

アンアベイラビリティ

ある構築物，系統及び機器が機能を果たすことができない状態となる評価対象期間に渡る平均的な確率。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 機能を果たすことができないよう状態，には試験及びメンテナンスによるものも含まれる。試験及びメンテナンスによるアンアベイラビリティは評価対象期間と待機除外期間を考慮する。

5.5

安全因子

プラント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，プラントの安全性の重要な要素。（軽水炉の安全分野）

注記 “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，14の安全因子に設定している。ただし，独立した安全因子として14より多く設定してもよい。

5.6

安全確保活動

原子力発電所の立地，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，原子力発電所の安全に寄与する活動。（軽水炉のリスク評価分野）

5.7

安全機能

原子力発電所の安全性を確保するために必要な各種の機能。（軽水炉のリスク評価分野）

5.8

安全上重要な SSCs

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

注記 “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。

5.9

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。総合評価において安全性向上措置候補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）

5.10

安全評価パラメータ (Safety Parameter on Licensing Criteria)

評価対象の原子炉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)

注記 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。

5.11

安全裕度

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)が何倍の大きさであるかを表す指標。(軽水炉の安全分野)

5.12

移行係数 (Transfer Coefficient)

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)

5.13

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。(軽水炉の基盤技術, 廃止措置の分野)

注記 ICRU球とは, ICRUが使用を勧告している密度 1g/cm^3 の人体軟組織等価材からなる直径30cm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。サーベイメータ等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。

5.14

一様ハザードスペクトル

地震ハザードの一つであり, 応答スペクトルを地震動強さの指標とし, 応答スペクトル距離減衰式等によって求めた周期毎の地震ハザード曲線を用いて, 任意の超過頻度又は超過確率に対する応答スペクトル値を連ねて表わしたもの。(軽水炉の安全分野)

5.15

溢水影響範囲

内部溢水の影響が及ぶ溢水区画。（軽水炉のリスク評価分野）

5.16

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.17

溢水源

内部溢水を発生させる可能性のある配管，弁，タンク，熱交換器，ポンプなどの設備。（軽水炉のリスク評価分野）

5.18

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りうるのかを示す一連の状態推移。（軽水炉のリスク評価分野）

5.19

溢水伝播経路

ある溢水区画から他の溢水区画へ溢水が伝播する経路。（軽水炉のリスク評価分野）

例 扉，エレベータシャフト，ドレン系統，グレーチング床など

5.20

溢水モード

溢水の形態が異なることによる，設備の健全性への影響の仕方の違いに基づく分類。（軽水炉のリスク評価分野）

例 被水，没水，ジェット衝撃，パイプホイップ，蒸気噴出

5.21

一般データソース

当該プラントのデータではなく，他プラント及び産業界全体などから得られるデータ。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 同じグループに属する機器等として産業界全体のデータを用いるとき，新規プラ

ント又は新規設備のため自プラントのデータがないときに用いられる。また、共通原因故障のインパクトベクトル手法での分析では、一般データソースを分析し、当該プラントの評価を実施する。

例 事象データ集，プラント運転記録

5.22

一般パラメータ

当該プラント固有のデータを用いずに、他の複数のプラントに関連したデータ又は専門家判断等を活用して作成された PRA 用パラメータ。（軽水炉のリスク評価分野）

例 原子力業界のデータに基づく起回事象発生頻度，故障確率の一般パラメータ，一般産業の類似機器の一般パラメータ

5.23

移転

被ばくを低減するために、人々を被災地域から長期間立ち退かせる長期的防護措置。（軽水炉の安全分野）

5.24

イベントツリー

構築物，系統及び機器の損傷，並びに故障及び事故などの起回事象を出発点に，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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.25

陰イオン交換フィルター法

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）

5.26

インターフェイスシステム 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。（軽水炉の安全分野）

注記 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。

5.27

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や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。（軽水炉の安全分野）

5.28

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。（軽水炉の安全分野）

5.29

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する事象。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 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。PWR 及び BWR のプラントで名称が異なるため、“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）：2016”では記載のとおり示す。

5.30

FEP

処分システムを構成する人工バリア及び／又は天然バリア、並びに、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）

5.31

応答

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.32

応答係数

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。（軽水炉の安全分野）

5.33

応答の相関性

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。（軽水炉の安全分野）

5.34

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.35

オMISSIONエラー

必要な行為を実施しなかった人的過誤。（軽水炉のリスク評価分野）

5.36

温度誘因蒸気発生器伝熱管破損

一次系が高圧状態で炉心損傷する事故シーケンスにおいて，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。（軽水炉の安全分野）

5.37

階層化処理/階層イベントツリー

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。（軽水炉の安全分野）

5.38

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.39

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.40

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等の付随廃棄物。
(軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野)

注記 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等が発生する。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等は、廃棄物又は有価物に分けられる。

5.41

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）。（軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野）

注記 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及び形状等の物理的な状態が変化しないものである。

5.42

外的事象

地震、津波、洪水などの原子力発電所の外部で発生する要因、もしくは内部で発生する機器ランダム故障又は人的過誤以外の火災（内部火災）又は溢水（内部溢水）等によって引き起こされる起因事象。

外的事象は、内部ハザードと外部ハザード（自然ハザード、又は人為ハザード）によるものに大別される。上記の内部火災、内部溢水は内部ハザードである。自然ハザードには、地震、津波、外部火災、火山噴火など、人為ハザードには、発電所外での化学物質放出、意図的な不法行為など、が含まれる。（軽水炉のリスク評価分野）

5.43

概念モデル

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、並びに関連するすべ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。（軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野）

5.44

外部ハザード

5.42 外的事象を参照のこと。（軽水炉のリスク評価分野）

5.45

外部被ばく線量換算係数

放射性雲中又は地表面沈着物中の単位放射能濃度の放射性核種から、外部被ばくによって組織又は臓器が受ける線量率又は実効線量率を算出するための換算係数。（軽水炉のリスク評価分野）

5.46

回路

制御回路のうち、火災によって損傷した場合に起因事象となる機器の機能喪失又は誤動作を引き起こす可能性があるもの、及び緩和設備の機能喪失又は誤動作を引き起こす可能性があるもの。（軽水炉のリスク評価分野）

5.47

回路故障解析

火災によって損傷した場合に機器が機能喪失又は誤動作するケーブル及び回路を同定し、誤動作又は不動作の発生確率を評価するプロセス。（軽水炉のリスク評価分野）

5.48

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.49

核熱水力安定性

BWR 炉心内のボイド率や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り、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）

5.50

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

注記 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

5.51

格納容器イベントツリー

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.52

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.53

格納容器機能喪失

格納容器バイパス，格納容器隔離失敗及び／又は格納容器破損によって，原子炉施設の放射性物質の閉じ込め機能が喪失すること。（軽水炉のリスク評価分野）

5.54

格納容器機能喪失頻度

単位時間・プラント当たりの格納容器機能喪失事故の発生回数，又はその期待値。（軽水炉のリスク評価分野）

5.55

格納容器機能喪失モード

炉心損傷事故時の原子力発電所の放射性物質の閉じ込め機能に着目した原子力発電所の最終状態を，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。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 格納容器機能喪失モードには，格納容器機能喪失には含まれない格納容器ベント，格納容器が健全に維持されるものも含める。

5.56

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.57

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.58

格納容器バイパス

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直接放出される事象。（軽水炉のリスク評価分野）

5.59

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。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 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。

5.60

格納容器破損

格納容器の放射性物質閉じ込め機能が、限界耐力以上の負荷によって構造的な損傷により喪失すること。（軽水炉のリスク評価分野）

5.61

格納容器破損頻度

単位時間・プラント当たりの格納容器破損事故の発生回数，又はその期待値。（軽水炉のリスク評価分野）

5.62

格納容器破損モード

炉心損傷事故時の格納容器の放射性物質閉じ込め機能に着目した格納容器の最終状態を，格納容器破損に至るメカニズムに基づいて分類したもの。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 格納容器破損モードには，格納容器破損には含まれない格納容器ベント，格納容器が健全に維持されるもの，及び格納容器バイパスも含める。

5.63

隔壁

必要な耐火能力を有することが認証されていない建築物の構成要素。（軽水炉のリスク評価分野）

5.64

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）

注記 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。

5.65

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）。（軽水炉のリスク評価分野）

5.66

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）

5.67

過酷度因子

火災源の熱放出率の確率密度。（軽水炉のリスク評価分野）

5.68

火災

人の意図に反して発生し、又は拡大し、消火の必要がある燃焼現象であって、これを消火するための消火設備又はこれと同程度の効果のある設備の利用を必要とするもの。（軽水炉のリスク評価分野）

5.69

火災影響範囲

設置された設備、仮置物などが火災源により引き起こされた火災の影響を受ける空間的範囲。（軽水炉のリスク評価分野）

5.70

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。（軽水炉のリスク評価分野）

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

5.71

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.72

火災源

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可燃物。（軽水炉のリスク評価分野）

5.73

火災検知装置

火災の発生の検知を行い、警報を発する設備。（軽水炉のリスク評価分野）

5.74

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りうるのかを示す一連の状態推移。（軽水炉のリスク評価分野）

5.75

火災伝播

火災が発生した火災区画から他の火災区画へ火災の熱的な影響が伝播すること。（軽水炉のリスク評価分野）

5.76

火災伝播経路

ある火災区画から他の火災区画へ火災が伝播する経路。（軽水炉のリスク評価分野）

例 ドア、エレベータシャフト、換気口、グレーチング床、バスダクト

5.77

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）

5.78

仮設備

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）。（軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野）

例 汚染拡大防止囲い、局所排風機など

5.79

可燃物

発火、引火の可能性がある物質。（軽水炉のリスク評価分野）

5.80

仮置可燃物

恒常設備以外の一時的に持ち込まれた可燃物。（軽水炉のリスク評価分野）

5.81

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。（軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野）

5.82

乾燥密度

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）

注記 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。

5.83

管理期間

処分場において埋設す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）

注記 廃棄物埋設施設において，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。

5.84

緩和手段

起因事象又は事故進展時に発生する事象を緩和し，次のすべて又は一部を目的として実施する手段。（軽水炉の安全分野）

- ・ 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の放出抑制

注記 緩和手段において使用する設備を緩和設備と呼ぶ。また，緩和手段のうち運転員及び現場要員が行う操作を緩和操作と呼ぶ。

5.85

緩和設備

起因事象の影響を緩和し炉心損傷及び／又は格納容器機能喪失への波及を阻止する機能をもつ設備。（軽水炉のリスク評価分野）

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

注記 常用系の設備であっても安全機能を有する場合には，緩和設備に含める。

5.86

緩和操作

起回事象の影響を緩和し炉心損傷及び／又は格納容器機能喪失への波及を阻止するために、主に運転員が行う操作。（軽水炉のリスク評価分野）

5.87

起回事象

通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷及び／又は格納容器機能喪失へ波及する可能性のある事象。（軽水炉のリスク評価分野）

5.88

起回事象従属性

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。（軽水炉のリスク評価分野）

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。

5.89

機器除染

原子炉圧力容器，機器又は配管等を，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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.90

基事象

フォールトツリー解析において、それ以上展開しない事象。（軽水炉のリスク評価分野）

例 人的過誤，機械的故障，境界条件に関連する事象

5.91

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。（軽水炉の安全分野）

5.92

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。（軽水炉の安全分野）

5.93

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。（軽水炉のリスク評価分野）

例 外部リーク，内部リーク，閉塞，計装品の誤動作

5.94

機能限界

外的作用によって機能損傷を生じる限界。（軽水炉のリスク評価分野）

5.95

機能損傷

ポンプ類などの動作に関する機能（機械的動的機能）又は電気盤類などの電氣的なシステムの機能（電氣的動的機能）などに対して，地震時又は地震後に機器が動作（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，あるいは誤動作する，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。（軽水炉の安全分野）

5.96

機能損傷モード

損傷の形態。（軽水炉のリスク評価分野）

5.97

共通原因故障

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従属故障。（軽水炉のリスク評価分野）

5.98

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.99

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。（軽水炉の安全分野）

注記 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。

5.100

局所的な熱荷重

熱荷重のうち，格納容器構造物に局所的に作用するもの。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 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。

5.101

許容時間

起因事象が発生した場合に，炉心損傷及び／又は格納容器機能喪失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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.102

金属キャスク

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）

注記 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。

5.103

偶然的不確かさ

材料特性などに見られるように対象物が本来持っている，ばらつく特性による不確かさ。（軽水炉の安全分野）

5.104

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）

注記 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, ガイドライン等), 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。

5.105

クリアランス

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良いとすること。(サイクル・廃棄物分野)

5.106

クリアランス対象物

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、事業者がその濃度等の確認の対象にしようとする物。(サイクル・廃棄物分野)

5.107

グレーデッドアプローチ (Graded Approach)

規制体系あるいは安全のための体系において、管理・制御するために適用される手段、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)

5.108

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。(軽水炉の基盤技術, 廃止措置の分野)

5.109

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。(軽水炉の安全分野)

5.110

系統除染

原子炉圧力容器，機器又は配管等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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.111

経年劣化事象

劣化を生じさせる事象。（軽水炉の安全分野）

5.112

経年劣化管理

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

5.113

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。（軽水炉の安全分野）

5.114

ケーブル

電流を流すための集合体。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 単一（一芯導線ケーブル）又は各々が絶縁された複線（複芯導線ケーブル）の集合体であり（一般的に導線は銅又はアルミニウム），被覆されているもの，されていないものがある。（光ケーブルは除く）

例 動力ケーブル，制御信号ケーブル，表示又は計装信号を伝達するためのケーブル

5.115

煙

燃焼生成物と空気との混合気体であって，煤，水滴などの微粒子からなる。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 燃焼生成物には一酸化炭素などの有害物質も含まれる。

5.116

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.117

限界クォリティ

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)

5.118

現実的応答

入力地震動及び物性値などの不確か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。(軽水炉の安全分野)

注記 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。

5.119

現実的耐力

保守性を含まない耐力。(軽水炉のリスク評価分野)

注記 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。

5.120

現実的耐力と現実的応答による方法

現実的なデータ諸元に基づき、地震応答解析を実施して、現実的応答を評価し、得られた現実的応答と現実的耐力からフラジリティ曲線を求める方法。(軽水炉のリスク評価分野)

注記 応答解析に基づく方法ともいう。

5.121

現実的耐力と応答係数による方法

設計応答値又は応答係数を用いて現実的応答を求め、得られた現実的応答と現実的耐力からフラジリティ曲線を求める手法。(軽水炉のリスク評価分野)

注記 代表的な手法として原研法がある。

5.122

現状保全

現在実施している保全内容。(軽水炉の安全分野)

5.123

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負荷，原子炉冷却系内の圧力負荷などにより，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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.124

原子炉施設

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）

注記 “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。

5.125

現場要員

運転員以外で現場にて代替設備の運搬・操作，機器の復旧などを実施する者。（軽水炉の安全分野）

5.126

高温ガス層

火災障壁又は隔壁に囲まれた空間の天井付近に形成される高温の煙の層。（軽水炉のリスク評価分野）

5.127

後期格納容器機能喪失

早期格納容器機能喪失よりも後に発生し，原子炉（圧力）容器破損後長時間経過後に過圧や過温などにより格納容器機能喪失に至ること。（軽水炉のリスク評価分野）

5.128

後期格納容器破損

早期格納容器破損よりも後に発生し，原子炉（圧力）容器破損後長時間経過後に過圧や過温などにより格納容器破損に至ること。（軽水炉のリスク評価分野）

5.129

後期大規模放出

後期格納容器破損により生じる格納容器から環境への放射性物質の大規模な放出状態。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 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り，環境への放射性物質の放出が緩和される。

5.130

高経年化技術評価

経年劣化事象に対する技術評価，耐震安全性評価及び耐津波安全性評価。（軽水炉の安全分野）

5.131

高経年化対応項目

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）

5.132

高経年化対策

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）

注記 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) 長期保全計画に基づく保守管理
を内容とする。

5.133

高経年化対策検討

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）

5.134

構造損傷

地震動が作用することによって，建屋・機器などの構成部材・部品が大変形・破断などを生じ，構造体としての支持機能に関する機能の喪失した状態。（軽水炉のリスク評価分野）

5.135

行動形成因子

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。（軽水炉のリスク評価分野）

例 トレーニングレベル，操作の難易度，操作に必要とされる時間に対して許容される時間的裕度

5.136

坑道の埋戻し部

処分空洞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）

5.137

高レベル放射性廃棄物（輸送容器における）

使用済燃料の再処理により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）

注記 ガラス固化体を収納する容器（例 キャニスタ）を含む。

5.138

故障モード

機器の故障の態様。（軽水炉のリスク評価分野）

例 起動失敗，継続運転失敗，リーク

5.139

個別効果試験（SET：Separate Effects Test）

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）

注記 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てることを目的とする。

5.140

コミッションエラー

すべきことと違うことをする（やり損ない）人的過誤。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 次のようなものがある。

- － 不必要な行為（extraneous act）
してはならない不必要な行動をする
- － 順序の誤り（sequence error）
遂行順序を誤る
- － タイミングの誤り（timing error）
遂行が早すぎる，又は遅すぎる

5.141

コンクリートピット

余裕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区画設備。（サイクル・廃棄物分野）

5.142

痕跡高

遡上高又は浸水高のどちらか。もしくは両方のこと。（軽水炉のリスク評価分野）

5.143

コンポーネント効果試験（CET：Component Effects Test）

原子炉施設の特定領域内での現象に対する挙動を確認するための試験。

注記 コンポーネントレベルの入力同定又はコンポーネントレベルの計算モデルの検証に役立てることを目的とする。（軽水炉の安全分野）

5.144

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に実施する試験。（軽水炉の安全分野）

5.145

最終状態

事故シーケンスの結果として生ずるプラント等の状態。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 レベル 1PRA での最終状態は、成功状態及び炉心損傷状態である。レベル 1PRA の評価結果を基にレベル 2PRA を実施する場合には最終状態を細分化する（**5.344 プラント損傷状態** 参照）。

5.146

最小カットセット

頂上事象を引き起こす基事象の最小の組合せ。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 ミニマルカットセットともいう。

5.147

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）

5.148

サイト・プラントウォークダウン

確率論的安全評価等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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.149

サブ応答係数

応答係数をさらに詳細に係数化したもの。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 現実的応答が対数正規分布に従うと仮定した場合、中央値及び対数標準偏差で表し、設計応答を応答係数で除することで現実的応答を求める。サブ応答係数は中央値と対数標準偏差で表される。

5.150

サブツリー

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.151

サポート系

フロントライン系の機能を支援する系統。（軽水炉のリスク評価分野）

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

5.152

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.153

ジェット衝撃

破断口から噴出する流体によって、周辺の設備に衝撃を与える現象。（軽水炉のリスク評価分野）

5.154

しきい線量

急性死亡が発生する最小線量。（軽水炉の安全分野）

5.155

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.156

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.157

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.158

事故シーケンス

起回事象の発生から緩和機能及び人的操作の成功又は失敗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，公衆被ばくなど）に至る経路。（軽水炉のリスク評価分野）

5.159

事故シナリオ

事故に至るまでの事象連鎖の因果関係を表したもの。（軽水炉のリスク評価分野）

5.160

事故の類似性

起回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。（軽水炉の安全分野）

5.161

事後分布

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。(軽水炉のリスク評価分野)

注記 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。

5.162

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り、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)

注記 全体に占める放射性核種を含むものの割合 (一)

5.163

地震地体構造

地震規模、震源深さ、発震機構、地震発生頻度に注目するとき、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。(軽水炉のリスク評価分野)

5.164

地震動強さ

対象地震によってもたらされる地震動の大きさ。(軽水炉のリスク評価分野)

注記 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。

5.165

地震動伝播モデル

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。(軽水炉のリスク評価分野)

5.166

地震ハザード適合マグニチュード・震央距離

地震ハザードの再分解によるマグニチュード・距離を参照のこと。(軽水炉のリスク評価分野)

5.167

地震ハザードの再分解によるマグニチュード・距離

地震動ハザード曲線上の任意の年超過確率の地震動に寄与する地震のマグニチュードと距離で表すもの。(軽水炉のリスク評価分野)

注記 亀田・石川が提案したモデル(土木学会論文集, 1989年)である。提案当初は, これらのマグニチュードと距離を, ハザード適合マグニチュード(Hazard-consistent magnitude)とハザード適合震央距離(Hazard-consistent distance)と定義していたが, 1990年後半から, 地震ハザードの再分解によるマグニチュード・距離と改訂している。(軽水炉の安全分野)

5.168

地震ハザード

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。(軽水炉のリスク評価分野)

5.169

システム

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。(軽水炉の基盤技術, 廃止措置の分野)

5.170

システム/システム解析

システムとは, 特定の機能又はその一部を達成するための建物・構築物, 機器・配管系, 運転員又はそれらによって構成されるもの。

システム解析とは, 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。(軽水炉のリスク評価分野)

5.171

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。(軽水炉のリスク評価分野)

5.172

事前分布

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。(軽水炉のリスク評価分野)

5.173

実験と試験

最適評価コードの保存式を含む数学モデルの理論の妥当性検証を目的に、制御された条件に従って試してみることを実験という。一方、計算モデルの性能及びスケール効果を確認することを目的に試してみることを試験という。（軽水炉の安全分野）

注記 試験及び実験の双方の意味を含み明確に区分できない場合は試験を用いる。ただし、合否判定を目的として実施する材料、溶接、機器、性能などの検査に関わる試験は想定しない。

なお、例えば実験に関しては、実験解析、実験データなどのように用いられる。また、試験に関しては、試験設備、試験データ、試験条件、試験結果、起動試験などのように用いられる。

5.174

実績指標

保安活動が、その目的に沿って有効かつ適切に行われたかを評価するために、各保安活動の実績又は傾向などを具体的に監視及び測定するための指標。（軽水炉の安全分野）

5.175

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。（軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野）

5.176

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。（軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野）

5.177

シナリオ

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将来のさまざまな状況。（サイクル・廃棄物分野）

注記 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で一つの用語として定義される場合もある。

5.178

シビアアクシデント

設計基準事故を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では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る事象。（軽水炉の安全分野）（軽水炉のリスク評価分野）

5.179

シビアアクシデント対策設備

シビアアクシデント対策設備とは、シビアアクシデントに対し施す措置、すなわち、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、あるいは安全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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.180

シビアアクシデントマネジメント

アクシデントマネジメントと同義。解説では、“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：2013”の解説では略称名としてSAM (Severe Accident Management) と記載している。なお、International Atomic Energy Agency (IAEA) のNS-G-2.15では、アクシデントマネジメントのうち、(b) シビアアクシデントに拡大した場合の影響緩和措置、に相当する措置とし、アクシデントマネジメントとは異なる定義を与えているが、“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：2013”では採用しない。（軽水炉の安全分野）（軽水炉のリスク評価分野）

5.181

シミュレーション

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り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。（軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野）

5.182

シミュレーションの信頼性

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。（軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野）

5.183

使命時間

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。(軽水炉のリスク評価分野)

5.184

遮蔽機能 (輸送容器又は金属キャスクにおける)

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。(サイクル・廃棄物分野)

5.185

従属故障

ある事象が発生したことで必然的に発生する, 他の“構築物, 系統及び機器”の故障。(軽水炉のリスク評価分野)

5.186

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)

注記 単に分配係数ともいう。

5.187

重要核種

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)

5.188

重要度

炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度などに対する構築物, 系統及び機器の寄与度。(軽水炉のリスク評価分野)

注記 重要度の指標については様々な提案がある。

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)

5.189

重要度ランクテーブル (PIRT : Phenomena Identification and Ranking Table)

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)

注記 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。

5.190

主要核種

核種組成比を設定する際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)

5.191

消火設備

火災の初期段階で消火すること、又は火勢を抑え他への延焼を防止することを目的として設置された防護設備。(軽水炉のリスク評価分野)

例 消火器具, 移動式消火設備(消防車など), 消火栓設備, 固定式消火設備(自動消火設備, 及び遠隔又は現場手動消火設備)

5.192

上限近似

事象の発生確率を $1 - \Pi$ ($1 -$ 独立事象の発生確率) で与える近似。(軽水炉の安全分野)

5.193

条件付損傷確率

ある特定の条件を前提とした場合の損傷確率。(軽水炉のリスク評価分野)

5.194

使用済燃料(輸送容器における)

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。(サイクル・廃棄物分野)

注記 チャンネルボックスや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。

5.195

状態変更失敗事象

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

5.196

所期の利用目的

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.197

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）。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.198

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

注記 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。

5.199

除熱機能（輸送容器又は金属キャスクにおける）

輸送容器又は金属キャスクの基本的安全機能をもつ構成部材の健全性，及び収納物の健全性を担保するため，収納物の崩壊熱を除去する機能。（サイクル・廃棄物分野）

5.200

処分空洞

余裕深度処分において，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）

5.201

処分システム

放射性廃棄物の処分において、生活環境への影響を防止する仕組み。（サイクル・廃棄物分野）

5.202

処分場

廃棄物埋設施設を設置した敷地。（サイクル・廃棄物分野）

5.203

震源モデル

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.204

人工バリア

埋設された放射性廃棄物からの生活環境への放射性物質の漏出の防止及び低減を期待する廃棄体及び人工構築物。（サイクル・廃棄物分野）

注記 1 廃棄体については、安全上の機能、構造上の強度などを考慮する場合もある。

注記 2 人工バリアには遮蔽を期待する場合もある。

5.205

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。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 事故，自然破壊，環境汚染など。

5.206

浸水深

浸水高における、固定面からの水面高さ。もしくは水の厚さ。（軽水炉のリスク評価分野）

5.207

浸水高

陸上において、津波が這い上がる途中での水面高さ。もしくは建屋などの閉鎖空間に溢れた水の水面高さ。（軽水炉のリスク評価分野）

5.208

浸水防止設備

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）

注記 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。

5.209

深層防護の考え方

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て設けられていること。（“原子力安全の基本的考え方について 第 I 編別冊 深層防護の考え方（AESJ-SC-TR005（ANX）：2013）”参照）（軽水炉の安全分野）

注記 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：炉心の損傷や重大な所外放出を防止
- 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

5.210

人的過誤

運転員又は保修員が実施する操作に関連する過誤。（軽水炉のリスク評価分野）

例 要求時の操作忘れ、選択時に操作を誤る

注記 意図的に行われる悪意の行為は含まない。

5.211

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。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 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。

5.212

信頼区間

頻度論統計において、その区間がパラメータを含んでいる確率を示す区間推定量。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 頻度論統計ではパラメータは定数であるため、信頼水準 90%の場合、ある試行を多数回反復することによって、平均的に 10 回に 9 回はその区間でパラメータを含んでいると考える。ただし、得られた区間が真のパラメータを含んでいるかまでは判らない。

5.213

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。(軽水炉の安全分野)

5.214

推定値

特定のデータが確定したとき、“推定量”がとる特定の値。(軽水炉のリスク評価分野)

注記 “推定値”という語は数値に対して用いられる。

5.215

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。(軽水炉のリスク評価分野)

注記 “推定量”という語は確率変数に対して用いられる。

5.216

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。(軽水炉のリスク評価分野)

5.217

数学的モデル

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。(軽水炉の基盤技術, 廃止措置の分野)

5.218

数値モデル

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。(軽水炉の基盤技術, 廃止措置の分野)

5.219

数理モデル

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.220

スケールアップ性能（Scale-up Capability）

個別効果試験，コンポーネント効果試験で検証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）

5.221

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）

注記 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。

5.222

スケール歪み（Scale Distortion）

総合効果試験を原子炉施設の規模にスケールアップする場合に，観測パラメータが相似的な関係からずれること。（軽水炉の安全分野）

注記 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。

5.223

生活環境

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と土地の利用が想定される範囲及びその環境。（サイクル・廃棄物分野）

5.224

正規化濃度

測定あるいは計算地点の濃度 (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)。(軽水炉の基盤技術, 廃止措置の分野)(軽水炉の安全分野)

5.225

成功基準

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。(軽水炉のリスク評価分野)

例 機器の作動台数, 機器の容量, 機器の使命時間

5.226

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。(軽水炉のリスク評価分野)

例 崩壊熱に伴う水蒸気発生で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。

5.227

施工単位

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)

注記 例えば, 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。

5.228

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。

5.229

設計発熱量(輸送容器における)

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)

5.230

設計裕度

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。（軽水炉の安全分野）

5.231

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）

5.232

設備構成

原子炉の開放状態，原子炉の水位，崩壊熱レベル，及び緩和設備の状態（運転，待機又は保守点検の各状態）を総称的に捉えている，プラントの設備構成（コンフィギュレーション）。（軽水炉の安全分野）

5.233

専門家

特定の技術問題において，理論，モデル，又は経験の評価を含む論証に基づく解説又は意見を基にして自分自身の判断を提供できる者，若しくは複数の“自分自身の判断を提供できる者”からの判断の根拠を評価し，統合できる者。

専門家より提供される情報を“専門家判断”と称する。（軽水炉のリスク評価分野）

5.234

専門家活用水準

地震ハザード評価におけるロジックツリーの作成において，専門家判断を活用するために設定した技術的難易度のレベル。（軽水炉の安全分野）

5.235

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.236

早期格納容器機能喪失

原子炉（圧力）容器破損直後から数時間以内に，格納容器破損，格納容器バイパス又は格納容器隔離失敗により，格納容器機能喪失に至ること。（軽水炉のリスク評価分野）

5.237

早期格納容器破損

原子炉（圧力）容器破損直後から数時間以内に，主にエナジェティック現象による負荷により格納容器破損に至る場合など。（軽水炉のリスク評価分野）

5.238

早期大規模放出

早期格納容器破損，格納容器バイパス及び格納容器隔離失敗により発生する格納容器から環境への放射性物質の大規模な放出状態。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 環境への放射性物質の緩和なしの放出により早期健康影響の発生の恐れがある。

5.239

操業期間

処分場における管理期間の一部の期間であり，廃棄物又は廃棄体を処分場に受け入れてから，それらの定置作業及び廃棄物埋設地の埋め戻しが終了するまでの期間。（サイクル・廃棄物分野）

注記 埋設の終了は廃棄物埋設地の覆土が完了した時点をいう。

5.240

総合効果試験（IET：Integral Effects Test）

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）

注記 実規模試験及び原子炉施設における試験も含む。

5.241

ソースターム

レベル 2PRA で評価される，環境に放出される放射性物質の種類，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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.242

遡上高

陸上において，津波が這い上がった地点の地盤高さ。（軽水炉のリスク評価分野）

5.243

損傷

建屋，構造物，機器などが所定の機能を失うことで，地震動に対するこれらの現実的応答が現実的耐力を超えた状態。（軽水炉のリスク評価分野）

5.244

損傷確率

作動要求があったときや，定められた基準期間内に，建屋・機器が所定の機能を果たせない確率。（軽水炉のリスク評価分野）

5.245

損傷部位

建屋，構造物，機器などの損傷する場所。（軽水炉のリスク評価分野）

5.246

損傷モード

その部位での損傷を起こす様態。（軽水炉のリスク評価分野）

5.247

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(1)。注(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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.248

耐震クラス

施設の耐震設計を合理的に行うため，安全上分類したもの。（軽水炉の安全分野）

注記 この分類は，原子力発電所耐震設計技術指針（電気協会）（以下，耐震設計技術指針という）による重要度分類を示す。

5.249

代表サンプル

放射性物質濃度や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）

5.250

代表試料

廃棄物から採取し、処分する廃棄物を適切に代表する試料。（サイクル・廃棄物分野）

5.251

タイムウィンドウ

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.252

耐力

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.253

耐力係数

安全係数法において現実的耐力を求めるための係数。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 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。

5.254

耐力係数と応答係数による方法

設計で用いられた耐震性評価結果などに基づき、これらの耐力評価及び応答評価に含まれる保守性及び不確実さを定量化し、それを係数表現することで現実的耐力及び現実的応答を評価してフラジリティ曲線を求める手法。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 安全係数法と同意。米国で 1970 年代に開発された手法であり、米国イリノイ州にある Zion 原子力発電所に始めて適用されたことから、ザイオン（Zion）法とも呼ばれる。

5.255

耐力の相関性

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.256

タスク

ある目標を達成するために機能的に要求される作業のまとまった単位。（軽水炉の安全分野）

5.257

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（軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野）

注記 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等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

5.258

建屋・機器リスト

地震 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、弁又は電気盤、及びこれらが設置される建屋、土木構造物などを含めた建屋・機器のリスト。（軽水炉のリスク評価分野）

5.259

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。（軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野）

5.260

段階管理

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、埋設した放射性固体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、放射性物質の生活環境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、放射性固体廃棄物の種類、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）

5.261

断層パラメータ

断層の形状，地震規模，アスペリティの大きさ，応力降下量等の震源特性に関するパラメータ。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 断層モデルにより，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。

5.262

断層モデル

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.263

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.264

地表空气中濃度

地表面における大気中の排ガス濃度。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.265

チャンネル安定性

熱出力一定及び上下プレナム間差圧一定条件における，単一燃料チャンネルの流量と圧力損失間のフィードバック系熱水学的振動特性。チャンネル水学的安定性ともいう。（軽水炉の安全分野）

備考 実炉では，核的な反応度フィードバック効果に加わるため，純粋なチャンネル不安定事象は発生しないが，炉心に装荷される燃料体の水力的な安定性性能を確認する指標として位置づけられている。

5.266

超過確率

評価対象事象がその大きさを超えて発生する確率。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 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。

5.267

超過頻度

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.268

長期保守管理方針

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）

注記 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。

5.269

長期保全計画

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）

5.270

頂上事象

フォールトツリーにおいて，展開の起点となる事象。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 系統・機器等の機能喪失とするのが通常である。

5.271

沈殿法

原子力発電所の一次冷却材における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）

5.272

津波監視設備

津波監視機能を有する施設。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 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。

5.273

津波水位

津波が発生しない場合の水面に対して、ある時刻における津波による水面変動量のこと。もしくは、水面の時間変動のこと。（軽水炉のリスク評価分野）

5.274

津波高さ

津波水位において、ある場所での最大水位上昇量及び最大水位低下量。（軽水炉のリスク評価分野）

5.275

津波波源

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.276

津波防護施設

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。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 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。

5.277

定期検査（輸送容器における）

輸送容器の性能確認のため、輸送容器の供用期間に実施区分に応じて定期的に行う検査。（サイクル・廃棄物分野）

5.278

定期的な評価等

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。（軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野）

5.279

定性的な検討

PSA で算出した定量的な数値結果を直接の拠り所にするのではなく、類似評価との比較など定性的な考察に基づいて判断の根拠を示すこと。（軽水炉のリスク評価分野）

5.280

低レベル放射性廃棄物（輸送容器における）

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）

注記 主にピット処分又は余裕深度処分の対象となる。

5.281

データ

事象の集合を標本空間又は母集団といい、ここから発生して観測された標本。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 これらの観測されたデータをエビデンスとも呼ぶ。

例 パラメータを算出するために必要な機器の故障件数又は運転時間

5.282

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）

注記 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。

5.283

電位差滴定法

試料（ほう酸水溶液）に D（-）ー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）

注記 ほう酸分析に使用する D（-）ーマンニトールは、**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。

5.284

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（以下、“非衝突 γ 線”という。）の強度である。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.285

点推定値

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

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ことが多い。

5.286

天然バリア

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行の抑制などが期待できるような岩盤，地盤などの地質環境。（サイクル・廃棄物分野）

5.287

透水係数

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）

5.288

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。（軽水炉のリスク評価分野）

例 水蒸気爆発に伴う急激な圧力負荷

5.289

ドライアウト

沸騰遷移により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）

5.290

トラニオン（輸送容器又は金属キャスクにおける）

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）

注記 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。

5.291

トレンチ処分

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）

注記 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”（以下，“事業規則”という。）において、五十メートル未満と定められている。

注記 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。

5.292

内的事象

原子力発電所の機器のランダム故障又は人的過誤などの内部の原因によって引き起こされる起因事象。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 外部電源の喪失はその原因が原子力発電所外部にある場合も含めて内的事象として扱われる。また、原子力発電所の内部における火災又は溢水によって発生する起因事象は外的事象に分類している。

（参考）SC- RK003 “原子力発電所の確率論的リスク評価標準で共通に使用される用語の定義：2014”の解説の記載：機器のランダム故障又は人的過誤によって生じるものである。

5.293

内部溢水

発電所内の設備（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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.294

内部火災

発電所内の火災源から生じる火災。（軽水炉のリスク評価分野）

5.295

内部ハザード

5.42 外的事象を参照のこと（軽水炉のリスク評価分野）

5.296

内部被ばく線量換算係数

単位放射能を経口又は吸入により摂取した人の組織又は臓器が受ける預託等価線量又は預託実効線量を算出するための換算係数。（軽水炉の安全分野）

5.297

二次的影響

地震動による建屋・機器の損傷評価において、機能的に従属関係にある他の建屋・機器の機能の阻害、又は落下・倒壊などに伴う他の建屋・機器の機能阻害による影響。（軽水炉の安全分野）

注記 波及的影響ともいう。

5.298

人間信頼性解析

フォールトツリーで展開される頂上事象に対し有意な影響を及ぼすと考えられるタスク（ある目的を達成するために要求される操作のまとまった単位）を対象として、そのタスクを遂行する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求める技法。（軽水炉のリスク評価分野）

5.299

認識論的不確実さ

知識及び認識の不足に係る不確実さ。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 PRA では不確実さをもたらす要因を、物理現象のランダム性に関わる偶然的な不確実さ（aleatory uncertainty）と知識及び認識の不足に関わる認識論的不確実さ（epistemic uncertainty）に大別する。偶然的な不確実さは、ばらつきをそれ以上減じることができなく、不確実さ評価における対象要因とはならない。認識論的不確実さは、評価に用いるデータの不足、モデルの詳細度、複数の専門家の解釈の相違などを要因とする。これは、将来、知識の増加又は科学の進展によってそのばらつきを減じることが期待できる。この要因を対象として、不確実さ評価を行う。

5.300

熱荷重

格納容器構造物に作用する高温の負荷。（軽水炉の安全分野）

5.301

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.302

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）

5.303

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）

注記 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。

5.304

廃棄体

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）

5.305

廃棄物埋設施設

廃棄物埋設地及びその附属施設。（サイクル・廃棄物分野）

注記 附属施設としては，受入れ施設，放射線管理施設などがある。

5.306

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等を受けた者が，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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.307

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.308

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，事業許可等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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

注記 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。

5.309

排反事象

同時に起きることがない事象。（軽水炉の安全分野）

例 ポンプの起動成功と起動失敗

5.310

パイプホイップ

配管破損時に，流出流体の力によって配管が激しく動く現象。（軽水炉のリスク評価分野）

5.311

バウンディング解析

原子力発電所の事故解析等において，解析上の仮定や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）

5.312

廃棄物埋設地

放射性固体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，及び放射性固体廃棄物を埋設し，埋め戻した場所。（サイクル・廃棄物分野）

注記 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。

5.313

ハザード

原子力発電所の安全性に脅威を与える可能性のある事象。（軽水炉のリスク評価分野）

5.314

パラメータ

確率分布を特徴付ける数。(軽水炉のリスク評価分野)

注記 確率論及び統計学における母数のこと。特に PRA では起因事象発生頻度, 機器故障率又は機器故障確率, アンアベイラビリティ, 平均復旧時間などを指す。

5.315

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)

注記 天然の土壌, 地層, 岩石(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。

5.316

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)

注記 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”(以下, “安全評価審査指針”という)に示される判断基準などがある。

5.317

PRA ピアレビュー

実施者とは独立した PRA の専門家によって, 対象とする PRA が関連する標準にそって実施されているかを評価すること。(軽水炉のリスク評価分野)

5.318

PRA 実施者

当該 PRA を実施する組織に属し当該 PRA を実施する一人以上の人。(軽水炉のリスク評価分野)

注記 当該 PRA を実施する組織(電気事業者, 製造業者, 学術研究機関, 官庁等)に属し当該 PRA に関与しない人, 当該 PRA を実施する組織が当該 PRA の一部をアウトソースする場合のアウトソース先, 及び外部の専門家は PRA 実施者に含まない。

5.319

被水

設備に水が降りかかる事象。(軽水炉のリスク評価分野)

5.320

ピット処分

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方法によって最終的に処分すること。

- ・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。
- ・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。

(サイクル・廃棄物分野)

注記 “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、五十メートル未満と定められている。

5.321

避難

被ばくを低減するために、人々を緊急かつ一時的に避難場所に移動させる短期的防護措置。(軽水炉の安全分野)

5.322

被ばく経路

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)

5.323

評価対象核種

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)

注記 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。

5.324

評価単位

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)

5.325

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)

5.326

表面密度

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エネルギーで表したものの。(サイクル・廃棄物分野)

5.327

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。(軽水炉の基盤技術, 廃止措置の分野)

5.328

頻度論統計

ある事象が発生するか発生しないかという試行を多数回反復する場合において, その事象の発生確率を事象発生の長期相対度数として解釈する統計推論。(軽水炉のリスク評価分野)

注記 頻度論統計では, パラメータは確率変数ではなく定数とみなされる。

一般に PRA では“頻度”を“単位時間・プラント当たりの事象の発生回数又はその期待値”として表す。

5.329

フィルター効果

放射性雲の通過中又は通過後における屋外と屋内との放射性物質の濃度差によって得られる被ばく低減効果。(軽水炉の安全分野)

5.330

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。(軽水炉のリスク評価分野)

5.331

フォールトツリー

頂上事象について, AND ゲート及び 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。(軽水炉のリスク評価分野)

5.332

不確かさ

評価の過程に含まれる物理量，モデル，専門家判断などにおける確実さの度合いの裏返し・ばらつき。（軽水炉の安全分野）

5.333

不確実さ評価

求める物理量（例えば，地震ハザード，フラジリティ，炉心損傷確率，炉心損傷頻度など）に影響を及ぼす認識論的不確実さの要因のうちの重要な要因を対象として，要因ごとに不確実さの範囲（例えば，不確実さの表現としての確率分布形状など）を設定した上で，不確実さ伝播評価を行い物理量の信頼度を確率分布として求めること。（軽水炉の安全分野）

5.334

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.335

覆土

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）

注記 一般的には，覆土は行為を表す。

5.236

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）を特徴付けるパラメータ。バイアスとランダムな不確かさに分けられる。また，標本に付随した不確かさの中で，最も確からしいと判断される値から系統的に一方向に偏る成分をバイアス（Bias）という。一方，バイアスを差し引いて残る標本の不確かさをランダムな不確かさ（Random Uncertainty）という。

なお，安全評価パラメータ解析結果の不確かさの偏りを補償するために，工学的判断に基づいて設定する値を付加的バイアスという。（軽水炉の安全分野）

注記 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。

5.337

復旧時間

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.338

フラクティル地震ハザード

地震ハザードの不確かさ評価結果の一つで、信頼度別の地震ハザード曲線群の総称を指す。（軽水炉のリスク評価分野）

5.339

フラジリティ

地震動の作用に対して建屋・機器が損傷する度合い。（軽水炉のリスク評価分野）

5.340

フラジリティ曲線

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.341

フラジリティ評価

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.342

プラントウォークダウン

PRA 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。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 原子力発電所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。

5.343

プラント状態

原子炉圧力、温度及び水位が予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。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 レベル 1PRA で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。

5.344

プラント損傷状態

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

注記 これは、格納容器イベントツリーの初期状態となる。

5.345

プラントフラジリティ

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。（軽水炉のリスク評価分野）

5.346

フルエンス率

単位時間当たりの光子又は中性子のフルエンス。（軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野）

注記 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。

5.347

フロントライン系

所定の安全機能を直接果たす系統。（軽水炉のリスク評価分野）

5.348

分岐確率

イベントツリーの分岐における一方向選択の確率。（軽水炉のリスク評価分野）

5.349

平均自由行程 (mfp : mean free path)

“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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

注記 mfp は、遮蔽体の厚さを表す単位記号としても用いる。

5.350

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.351

ベイズ推定

ベイズ（Bayes）の定理に基づく統計推論。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 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。

5.352

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）

5.353

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）

5.354

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.355

pH 滴定法

試料（ほう酸水溶液）に D（-）ー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 pH8.5 付近まで中和滴定し、ほう素濃度を定量する分析方法。（軽水炉の安全分野）

5.356

ヘディング

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。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 システム，運転性，運転員操作，環境など。

5.357

保安活動

原子力発電所の“原子炉施設保安規定”で規定されている活動のうち、定期安全レビュー（PSR）で対象とする次の8項目の活動。電気事業者の自主的取組みを含む。

- ① 品質保証活動
- ② 運転管理
- ③ 保守管理
- ④ 燃料管理
- ⑤ 放射線管理
- ⑥ 放射性廃棄物管理
- ⑦ 緊急時の措置
- ⑧ 安全文化の醸成活動

（軽水炉の安全分野）

5.358

防護対策

放射性物質又は放射線の異常な放出が発生した場合に、周辺住民などの被ばくを低減するために講ずる措置。（軽水炉の安全分野）

5.359

放射化計算

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）

5.360

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）

5.361

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等の業務に従事する者であって，管理区域に立ち入るもの。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.362

放出エネルギー

事故で原子力施設から環境中に放射性物質が放出される際に放出放射性物質が持つ熱エネルギー。（軽水炉の安全分野）

5.363

放出開始時間

事故発生から放射性物質が環境に放出されるまでの時間。（軽水炉の安全分野）

5.364

放出カテゴリ

格納容器イベントツリーの構築により同定されるすべ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。（軽水炉の定期安全レビュー分野）

注記 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。

5.365

放出経路

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.366

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，想定事故時の場合は排気筒高さで，いずれも地上高。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.367

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

注記 安全解析における大気拡散計算に用いられる。

5.368

ほう素濃度

天然同位体存在度のほう素の質量濃度（B：mg/L）。（軽水炉の安全分野）

5.369

保守管理

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）

5.370

保全

原子力発電所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。原子炉施設の点検，補修，取替え及び改造（以下，“点検・補修など”という。）を含む。（軽水炉の安全分野）

5.371

保全計画

構築物，系統及び機器に対し，適切な単位ごとに点検・補修などの方法，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）

5.372

没水

設備が水没する事象。（軽水炉のリスク評価分野）

5.373

密封機能（輸送容器又は金属キャスクにおける）

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）

5.374

密封容器（輸送容器又は金属キャスクにおける）

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)

5.375

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。(軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野)

5.376

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)

5.377

モデリング&シミュレーション

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。(軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野)

5.378

モデル化、概念モデル、数学モデル、計算モデル、物理モデル

(Modeling , Conceptual Model, Mathematical model, Computational Model, Physical model)

現象、機器の挙動、及び制御系・安全保護系などの特性を抽象化して記述することをモデル化という。概念モデルとは現象の概念的記述と仮定の集合をいい、数学モデルとは概念モデルに関わる数式、初期及び境界条件、モデル定数などの数学的表現をいう。また、計算モデルとは、解析コードに実装するに当たって、差分法、数値解法、収束判定条件などのコーディング可能な要素に数学モデルを分解した場合の関連要素群をいう。さらに、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を物理モデルという。(軽水炉の安全分野)

注記 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。

なお、構成式は物理モデル又は相関式から構成される。また、2流体モデル、非平衡モデル、均質流モデル、混合モデル、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。

5.379

モデル検証

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。（軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野）

5.380

モデル妥当性確認

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。（軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野）

5.381

尤度

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。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 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。

5.382

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。（軽水炉の基盤技術、廃止措置の分野）

5.383

輸送容器

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）

注記 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。

5.384

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）

注記 1 単位は cm^3/kg とする。

注記 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。

5.385

余裕深度処分

地表から 50m 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り最終的に処分すること。（サイクル・廃棄物分野）

注記 対象廃棄物としては，原子炉施設の運転及び解体に伴い発生する炉内構造物，使用済制御棒，チャンネルボックスなどである。

なお，地層処分対象廃棄物は処分できない。

5.386

ランダム故障

設備の偶発的な故障。（軽水炉のリスク評価分野）

5.387

ランダムサンプリング（無作為抽出）

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。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 n 個の確率変数 X_1, X_2, \dots, X_n が互いに独立で，かつすべ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。

5.388

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。（軽水炉の基盤技術，廃止措置の分野）

5.389

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）

5.390

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）

5.391

リスク

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。
（軽水炉のリスク評価分野）

5.392

リスク情報

PRA の結果及びその過程から得られる情報。（軽水炉のリスク評価分野）

注記 例えば次のものがある。

- ・ 原子力発電所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

5.393

領域安定性

分割された炉心内の各領域の中性子束が互いに位相差を伴いながら振動する特性。（軽水炉の安全分野）

5.394

臨界防止機能（輸送容器又は金属キャスクにおける）

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）

5.395

劣化

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)

5.396

劣化形態

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)

注記 具体的な劣化形態には、材質変化、割れ、減肉などがある。

5.397

レベル 1PRA

炉心損傷頻度の評価までを行う確率論的リスク評価。(軽水炉のリスク評価分野)

5.398

レベル 2PRA

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。(軽水炉のリスク評価分野)

5.399

レベル 3PRA

レベル 2PRA で得られたソースタームとその発生頻度をもとに、公衆のリスクの評価までを行う確率論的リスク評価。(軽水炉のリスク評価分野)

5.400

ロジックツリー

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。(軽水炉の安全分野)

5.401

ロジックツリー手法

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。(軽水炉の定期安全レビュー分野)

5.402

露出時間

関心のある事象が発生し得る期間の長さ。(軽水炉のリスク評価分野)

注記 暴露時間とも呼ぶ。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）とも呼ばれる。対象として時間だけではなくデマンド回数等も含む場合は“露出データ又は暴露データ”と呼ぶ。

5.403

炉心安定性

炉心全体同位相の中性子束の振動特性。（軽水炉の安全分野）

5.404

炉心損傷

炉心の露出又は過熱によって生ずる燃料の重大な損傷。（軽水炉のリスク評価分野）

5.405

炉心損傷事故

設計基準事象を大幅に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。

なお，事故進展としては，燃料の長期的な酸化及び重大な損傷を発生させる炉心の露出並びに過熱が継続していけば，放射性物質の大量放出を起こす可能性もある。（軽水炉のリスク評価分野）

5.406

炉心損傷頻度

単位時間・プラント当たりの炉心損傷事故の発生回数，又はその期待値。（軽水炉のリスク評価分野）

5.407

論理ループ

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。（軽水炉の安全分野）

表 1 略語一覧

略語	英 語	日本語
ADS	Automatic Depressurization System	自動減圧系
AFW	Auxiliary Feed Water	補助給水系
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
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
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
DG	Diesel Generator	ディーゼル発電機
ECCS	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
FP	Fire Protection system	消火系
FPC	Fuel Pool Cooling system	使用済み燃料プール冷却浄化系
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
HVAC	Heating, Ventilating and Air Conditioning	換気空調系
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
LPSI	Low Pressure Safety Injection	低圧安全注入系
MGL	Multiple Greek Letter	MGL (モデル)
MG (Set)	Motor Generator (Set)	MG
	セット	
MLE	Maximum Likelihood Estimator	最尤推定量
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	NUClearn Information Archives	原子力施設情報公開ライブラリ
PCV	Primary Containment Vessel	一次格納容器
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
PSA	Probabilistic Safety Assessment	確率論的安全評価
PSF	Performance Shaping Factor	行動形成因子
PSR	Periodic Safety Review	定期安全レビュー
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型軽水炉
RAW	Risk Achievement Worth	リスク増加価値
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
RPS	Reactor Protection System	原子炉保護系
RPV	Reactor Pressure Vessel	原子炉圧力容器
RRW	Risk Reduction Worth	リスク低減価値
RWST	Refueling Water Storage Tank	燃料取替用水タンク
SG	Steam Generator	蒸気発生器
SLC	Standby Liquid Control	ほう酸水注入系 (BWR)
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

AESJ-SC-TR014 : 2016

標準委員会用語辞典

標準で使用される用語の定義 : 2016

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。標準委員会の標準作成の手引きによると、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同じ意味で使用する場合は、重複、矛盾を避けるために引用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が多くあり、また、それらが同一であれば良いが少しではあるが異なる場合が散見されている。このため、リスク専門部会ではこの問題に対処するため、平成 24 年 1 月に PRA 関連標準に共通する“用語及び定義、略語”について共通の“用語の定義”を制定した。また、国内外の規格基準を制定する組織でも用語の定義、あるいは用語辞典を制定して議論に混乱を招かないようにしている。

以上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等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、規定対象や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。

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

3 審議中問題となった事項など

分野の異なる専門部会間で一つの用語の定義とすると何を指すのかをまず議論しないと労力は大きいにも拘らず、成果（用語の利用）は余り上がらないとの意見があったが、原子力発電所、サイクル、再処理でできるだけ共通的に使用できる用語の定義の収集を目指すこととした。ただし、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、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本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

今回の標準委員会の用語辞典を作成するに当たっては下記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。具体的な手順は下記で行う。
 - ・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。
- ・特定の標準の中のみで用いられるものとして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年現在、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の検討を進めている。同委員会の国内対策委員会（事務局は日本原子力学会）でも協調しながら検討を進めることとしている。標準委員会としても、これらの活動と整合をとりながら、標準委員会・用語辞典の改定を継続していく必要がある。

7 その他の事項

なし