

AESJ-SC-TR014 : 2018



標準委員会 用語辞典 : 2018

標準委員会 技術レポート

2019年3月

一般社団法人 日本原子力学会

標準委員会

TR014 : 2018

まえがき

標準委員会 用語辞典：2018 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。

今回の改定では平成 30 年 09 月までに発行された標準の用語を新たに取り込むとともに，用語の収録方針の明確化などを行いました。

標準委員会
委員長 関村 直人

改定履歴

- ・ 2017.03 制定
- ・ 2018.03 第 1 回改定
- ・ 2019.03 第 2 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	58
解説	61

日本原子力学会技術レポート

標準委員会 用語辞典 : 2018

Standards Committee Glossary : 2018

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（平成29年11月現在）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。

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及び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など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

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。

5.3

アンアベイラビリティ (unavailability)

評価対象期間にわたって, 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平均的な確率。(リスク評価分野)

注記 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。また, 機器故障確率を含む場合と含まない場合とがある。

5.4

安全因子

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、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。(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。

5.8

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。

5.10

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(又は何%)の大きさであるかを表す指標。(リスク評価分野)

5.11

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)

5.12

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)

注記 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。

5.13

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）

5.14

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。（リスク評価分野）

5.15

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。（リスク評価分野）

注記 同じグループに属する機器など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

5.16

一般パラメータ (generic data)

当該プラント固有のデータのみを用いずに，他の複数のプラントに関連したデータ又は専門家判断などを活用して作成された PRA 用パラメータ。（リスク評価分野）

例 原子力業界のデータに基づく起因事象発生頻度，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

5.17

イベントツリー (event tree, ET)

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因事象を出発点に，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。（リスク評価分野）

5.18**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)

5.19**インターフェイスシステム LOCA (interface system LOCA, IS-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。

5.20**ウェザリング**

地表面及び植物表面に沈着した放射性物質が風及び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)

5.21**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)

5.22**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。(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。

5.23**FEP (feature, event and process)**

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)

5.24**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。（リスク評価分野）

5.25

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。（リスク評価分野）

5.26

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。（リスク評価分野）

5.27

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）

5.28

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。（リスク評価分野）

5.29

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）

5.30

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）

5.31

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。

5.32

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，形状などの物理的な状態が変化しないものである。

5.33

外的事象 (external event)

地震，津波，洪水などの原子力施設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）など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。（リスク評価分野）

5.34

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）

5.35

外部ハザード

5.33 外的事象を参照のこと。（リスク評価分野）

5.36

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）

5.37

核熱水力安定性

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）

5.38

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

5.39

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)

5.40

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)

5.41

格納容器機能喪失 (containment failure)

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。(リスク評価分野)

5.42

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

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。(リスク評価分野)

5.43

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

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。(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。

5.44

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)

5.45

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直接放出される事象。(リスク評価分野)

5.46

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。

5.47

隔膜電極法

隔膜ポーラログラフィ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。

5.48

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)

5.49

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)

5.50

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)

5.51

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

5.52

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）

5.53

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）

5.54

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）

5.55

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

5.56

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）

5.57

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。

5.58

管理期間

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)

注記 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。

5.59

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、次の全て又は一部を目的として実施する手段。(リスク評価分野)

- ・ 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。

5.60

緩和設備 (mitigation system)

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。(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。

5.61

緩和操作 (operation for mitigation)

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ために、主に運転員が行う操作。(リスク評価分野)

5.62

起因事象 (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。(リスク評価分野)

5.63

起因事象従属性 (initiating event dependency)

起因事象が、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。

5.64

機器除染

原子炉压力容器、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)

5.65

基事象 (basic event)

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。(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

5.66

技術的要件

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)

5.67

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)

5.68

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)

5.69

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

5.70

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従属故障。(リスク評価分野)

5.71

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)

5.72

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。

5.73

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。(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。

5.74

許容時間 (time margin)

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。(リスク評価分野)

5.75

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。

5.76

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。

5.77

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）

5.78

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）

5.79

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）

5.80

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）

5.81

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)

5.82

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)

5.83

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)

5.84

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)

5.85

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)

5.86

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)

5.87

限界クオリティ

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)

5.88

現実的応答

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。

5.89

現実的耐力

保守性を含まない耐力。(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。

5.90

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)

5.91

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)

注記 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、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 2 PRA 編) : 2016” の記載のとおり示す。

5.92

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。

5.93

後期格納容器機能喪失 (late containment failure)

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及び過温などによって格納容器機能喪失に至ること。(リスク評価分野)

5.94

後期大規模放出 (large late release)

後期格納容器破損によって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。
(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って、環境への放射性物質の放出が緩和される。

5.95

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

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)

5.96

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)

5.97

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) 長期保守管理方針に基づく保守管理
を内容とする。

5.98

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)

5.99

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 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

5.100

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）

5.101

高レベル放射性廃棄物（輸送容器における）（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。（サイクル・廃棄物分野）

注記 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。

5.102

故障モード（failure mode）

機器の故障の態様。（リスク評価分野）

例 起動失敗，継続運転失敗，リーク

5.103

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つことを目的とする。

5.104

コンクリートピット（concrete pit）

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躯体（構造物）。（サイクル・廃棄物分野）

5.105

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

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つことを目的とする。（軽水炉の安全分野）

5.106

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）

5.107

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）

注記 ミニマルカットセットともいう。

5.108

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）

5.109

サイト・プラントウォークダウン

確率論的安全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）

5.110

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

5.111

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）

5.112

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）

5.113

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）

5.114**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）

5.115**事故シーケンス (accident sequence)**

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。（リスク評価分野）

5.116**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）

5.117**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。

5.118**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）

注記 全体に占める放射性核種を含むものの割合（－）

5.119**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。（リスク評価分野）

5.120

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。（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。

5.121

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。（リスク評価分野）

5.122

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）

5.123

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) 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。（リスク評価分野）

5.124

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）

5.125

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）

5.126

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)

5.127

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。

5.128

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)

5.129

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)

5.130

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)

5.131

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“**5.115 事故シナリオ**（リスク評価分野）”，参照。

5.132

シビアアクシデント（severe accident）

設計基準事故を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。（リスク評価分野）

5.133

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

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、又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。（リスク評価分野）

5.134

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）

5.135

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）

5.136

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）

5.137

遮蔽機能（輸送容器又は金属キャスクにおける）（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。(サイクル・廃棄物分野)

5.138

従属故障 (dependent failure)

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”(SSCs)の故障。(リスク評価分野)

5.139

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。

5.140

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)

5.141

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。

5.142

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)

5.143

上限近似 (upper bound approximation)

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。(リスク評価分野)

5.144

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。（リスク評価分野）

5.145

使用済燃料（輸送容器における）（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。（サイクル・廃棄物分野）

注記 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。

5.146

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）

5.147

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）

5.148

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）

5.149

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。

5.150**除熱機能（輸送容器又は金属キャスクにおける）（heat removal function）**

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）

注記 一般的な意味での使用である。

5.151**処分空洞（disposal cavern）**

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）

5.152**処分システム（disposal system）**

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）

5.153**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）

5.154**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。（リスク評価分野）

5.155**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。

5.156**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）

注記 事故，自然破壊，環境汚染など。

5.157

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)

注記 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。

注記 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。

5.158

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。(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：炉心の損傷及び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

5.159

人的過誤 (human error)

運転員又は保修員が実施する操作に関連する過誤。(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。

5.160

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。

5.161

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)

5.162

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。(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。

5.163

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)

注記 “推定量”という語は確率変数に対して用いられる。

5.164

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)

5.165

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)

5.166

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)

5.167

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)

5.168

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)

5.169

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。

5.170

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。

5.171

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)

5.172

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)

5.173

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

5.174

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。

5.175

施工単位

廃棄物埋施設において, 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。

5.176

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。

5.177

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)

5.178

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かを示す指標。（リスク評価分野）

5.179

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）

5.180

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）

5.181

早期格納容器機能喪失（early containment failure）

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って，格納容器機能喪失に至ること。（リスク評価分野）

5.182

早期大規模放出（large early release）

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って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。（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って早期健康影響の発生のおそれがある。

5.183

操業期間（operational period）

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。

5.184

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）

注記 実規模試験及び原子炉施設における試験も含む。

5.185

ソースターム (source term)

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。(リスク評価分野)

5.186

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)

注記 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。

5.187

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)

5.188

代表試料 (representative specimen)

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)

5.189

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)

5.190

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。(リスク評価分野)

5.191

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。（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。

5.192

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。（リスク評価分野）

5.193

タスク(Task)

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。（リスク評価分野）

5.194

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

5.195

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）

5.196

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)

5.197

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、応力降下量などの震源特性に関するパラメータ。(リスク評価分野)

注記 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。

5.198

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。(リスク評価分野)

5.199

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)

5.200

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)

注記 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。

5.201

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が加わるため、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。

5.202 (intermediate depth disposal)

中深度処分

法令などによって定められる深さ以上の地下に設置された廃棄物埋設地に、放射性廃棄物を埋設最終的に処分すること。(サイクル・廃棄物分野)

注記 1 対象廃棄物は、原子炉施設の運転及び解体に伴い発生する炉内構造物、使用済みの制御棒、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。

注記 2 現行の“余裕深度処分”を代替する処分概念として、対応する規制基準、法令の条文の改正などが検討の途上にある。法令上の定義は“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”の改正条文に記載されることになる。

5.203

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。(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。

5.204

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。(リスク評価分野)

5.205

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。

5.206

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)

5.207

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)

注記 系統・機器などの機能喪失とするのが通常である。

5.208**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, 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。

5.209**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)

5.210**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)

注記 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。

注記 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。

5.211**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)

5.212**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。(基盤技術・廃止措置の分野, サイクル・廃棄物分野)

5.213

低レベル放射性廃棄物（輸送容器における）（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）

注記 放射性廃棄物の輸送容器に関わる標準においては、主にピット処分又は中深度処分の対象となるものを想定する。

5.214

デブリ（debris）

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。（リスク評価分野）

注記 デブリの状態は、固体状態（粒子状態を含む）又は熔融状態である。

5.215

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。

5.216

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）

5.217

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ことが多い。

5.218

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が期待できるような岩盤，地盤など。（サイクル・廃棄物分野）

5.219

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）

5.220

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

5.221

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）

5.222

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。

5.223

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”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。

5.224

内の事象 (internal event)

原子力施設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。（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施設外部にある場合も含めて内の事象に分類する。また、原子力施設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する。

(参考) **AESJ-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。

5.225

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）

5.226

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）

注記 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。

5.227

内部ハザード

5.33 外的事象を参照のこと（リスク評価分野）

5.228

人間信頼性解析 (human reliability analysis)

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。（リスク評価分野）

5.229

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）

5.230

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）

5.231

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。

5.232

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）

5.233

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。

5.234

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）

5.235

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）

5.236

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。

5.237

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 ポンプの起動成功と起動失敗

5.238

バウンディング解析

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）

5.239

廃棄物埋設地

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。

5.240

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）

5.241

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。

5.242

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。

5.243

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”に示される判断基準などがある。

5.244

PRA ピアレビュー (PRA peer review)

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。(リスク評価分野)

5.245

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。

5.246

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)

5.247

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。

5.248

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）

5.249

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）

5.250

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）

5.251

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）

5.252

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）

5.253

フォールトツリー (fault tree, FT)

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。（リスク評価分野）

5.254

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）

5.255

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。

5.256

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、“真値の候補とを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。

5.257

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）

5.258

脆弱性 (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）

5.259

脆弱性曲線 (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)

5.260

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。(リスク評価分野)

5.261

プラントウォークダウン (plant walkdown, PWD)

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、原子力施設内の現地調査。(リスク評価分野)

注記 原子力施設の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。

5.262

プラント状態 (plant operational state, POS)

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。(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。

5.263

プラント損傷状態 (plant damage state)

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。(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。

5.264

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。(リスク評価分野)

5.265

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。（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。

5.266

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）

5.267

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）

5.268

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）

注記 mfp は、遮蔽体の厚さを表す単位記号としても用いる。

5.269

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）

5.270

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。

5.271

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）

5.272

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）

5.273

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）

5.274

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）

5.275

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）

注記 システム，運転性，運転員操作，環境など。

5.276

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)

5.277

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）

5.278

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)

5.279

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）

5.280

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。

5.281

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。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.282

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。（基盤技術・廃止措置の分野）

5.283

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）

注記 安全解析における大気拡散計算に用いられる。

5.284

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）

5.285

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）

5.286

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。

5.287

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）

5.288

埋設設備

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）

5.289

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）

5.290

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）

5.291**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）

5.292**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）

5.293**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）

5.294**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。

5.295

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)

5.296

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)

5.297

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。

5.298

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)

5.299

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。

5.300

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。

5.301

ランダム故障 (random failure)

設備の偶発的な故障。（リスク評価分野）

5.302

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）

注記 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。

5.303

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）

5.304

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）

5.305

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）

5.306

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)

5.307

リスク情報 (risk information)

PRA の結果及びその過程から得られる情報。(リスク評価分野)

注記 例えば次のものがある。

- ・ 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

5.308

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)

5.309

臨界防止機能 (輸送容器又は金属キャスクにおける)

収納物が臨界に達することを防止する機能。(サイクル・廃棄物分野)

5.310

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)

5.311

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。

5.312

レベル 1 PRA (Level 1 PRA)

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）

5.313

レベル 2 PRA (Level 2 PRA)

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）

5.314

レベル 3 PRA (Level 3 PRA)

レベル 2 PRA 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。（リスク評価分野）

5.315

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）

5.316

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。（リスク評価分野）

5.317

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なども含む場合は“露出データ又は暴露データ”と呼ぶ。

5.318

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）

5.319

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)

5.320

炉心損傷事故 (core damage accident)

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。(リスク評価分野)

5.321

炉心損傷頻度 (core damage frequency, CDF)

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。(リスク評価分野)

5.322

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
ADS	Automatic Depressurization System	自動減圧系
AFW	Auxiliary Feed Water	補助給水系
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
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
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
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
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
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
LPSI	Low Pressure Safety Injection	低圧安全注入系
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
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	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
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
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
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 1-1 略語一覧（日本語）

略 語	日本語（正式名称）
ECCS 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-TR14 : 2018

標準委員会 用語辞典 : 2018

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-M001:2016** (標準作成ガイドライン:2016) 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”(AESJ-SC-RK003:2014)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、又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。

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

て適切かつ的確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）

【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 73 回標準委員会で改定（第 3 版）

【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)

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。

第2版への改定に当たって、用語辞典の初版制定時に残したコメントへの対応を検討し、ほとんど第2版に反映したが、残件として残っていた次の今後反映すべき事項のうち、a)～c)はAESJ-SC-M001:2016（標準作成ガイドライン:2016）の改定に反映し、d)は用語辞典の今回の第3版で反映した。

- a) 用語の定義の所に英訳も付けることを AESJ-SC-M001:2016（標準作成ガイドライン:2016）に追加する。標準の英訳の際にも便利である。
- b) 用語の定義は、**JIS Z 8301** 附属書 D 及び標準作成ガイドライン箇条 7.4.1 に従って、説明ではなく、本文中の用語と置換えができる一つの句とし、その後には補足説明を加える形に、今後の改定を通じて統一を図っていく。
- c) 送り仮名の使い方を標準作成ガイドラインに反映する。
- d) 関係法令集に示されている略称、業界で一般的に通用している略称などについても、用語辞典の略語リストの整備と併せて検討することが望ましい。

7 その他の事項

なし