



中华人民共和国国家标准

GB/T 4960.8—XXXX

核科学技术术语 第8部分：放射性废物管理

Glossary of nuclear science and technology terms—
Part 8:Radioactive waste management

(征求意见稿)

XXXX—XX—XX 发布

XXXX—XX—XX 实施

国家市场监督管理总局
国家标准化管理委员会 发布

目 次

前言	II
引言	IV
1 范围	1
2 规范性引用文件	1
3 基本术语	1
4 废物分类	8
5 废物预处理	12
6 废物处理	13
7 废物整备	18
8 废物包装、运输和贮存	25
9 废物处置	26
10 铀（钍）矿冶废物治理	31
11 处置的安全评价	32
12 退役与去污	33

前 言

本文件按照GB/T 1.1—2020《标准化工作导则 第1部分：标准化文件的结构和起草规则》的规定起草。

本文件是GB/T 4960《核科学技术术语》的第8部分。GB/T 4960已经发布了以下部分：

- 第1部分：核物理与核化学；
- 第2部分：裂变反应堆；
- 第3部分：核燃料与核燃料循环；
- 第4部分：放射性核素；
- 第5部分：辐射防护与辐射源安全；
- 第6部分：核仪器仪表；
- 第7部分：核材料管制与核保障；
- 第8部分：放射性废物管理；
- 第9部分：磁约束核聚变。

本文件代替GB/T 4960.8—2008《核科学技术术语 放射性废物管理》，与GB/T 4960.8—2008相比，除结构调整和编辑性改动外，主要技术变化如下：

- 增加了废物产生者、放射性废物表征、代表性样品、复合样品、废物加工、放射性气态废物处理、放射性液体废物处理、放射性固体废物处理、铀/钍矿冶废物处理、放射性物质贮存、暂时贮存、废物回取、减少、防护行动、常规排放、槽式排放、计划外排放、放射性环境流出物、放射性气态流出物、放射性液态流出物、流出物监测、清洁解控、修复、修复计划、修复目标、封闭系统、包容系统、区域调查、场址调查、场址选择、预选、区域预选、场址预选、场址评价、场址确定、放射性有机废物、可压缩废物、极短寿命放射性废物、核电废物、核燃料循环废物、技术废物、化学调制、通风过滤、滞留衰变、吸附滞留、浓缩因子、除盐床、膜技术、微滤、纳滤、热泵蒸发、快堆嬗变、加速器驱动次临界系统嬗变、水泥固定、固化基材、均质废物、非均质废物、流动度、薄膜蒸发、热固性固化、热塑性固化、玻璃体、玻璃陶瓷固化、陶瓷固化、人造岩石固化、玻璃配方、启动玻璃、熔融废物玻璃黏度、熔融废物玻璃电导率、热等静压、废物固化体化学稳定性、均匀性、热稳定性、放射性物质运输、运输容器、乏燃料运输容器、处置容器、近地表处置设施、中等深度地质处置设施、地质处置设施、地下实验室、特定场址地下实验室、普通地下实验室、中等深度处置、洞穴处置、矿井处置、深钻孔处置、海床下处置、深海处置、海床处置、处置化学、核素释出、废物源项、热水力耦合作用、公众参与、处置单元、运输巷道、处置巷道、处置钻孔、场址运行、退役终态目标、核退役策略、立即拆除、延缓拆除、场址特性调查、退役计划、退役安全、非固定性污染、固定性污染、强固定污染、污染区、去污剂、酸碱去污、氧化还原去污、配合物去污、物理去污、机械擦拭去污、研磨去污、超声去污、激光去污、等离子去污、雾化固定去污、真空吸尘去污、水下切割、冷切割、高压水切割、磨料切割、热切割、激光切割、等离子切割、整体吊出、场址清污、场址残留物、土壤去污、铲除法、化学去污法、植物去污、微生物去污、地下水处理、退役终态调查、主动监护、被动监护、监管控制等 143 个术语；
- 修改了放射性废物、废物产生量、放射性废物管理、废物操作、废物预处理、去污、污染、废物处理、废物整备、废物贮存、处置前[管理]、废物处置、废物最小化、防护与安全最优化、补救行动、源项、废物盘存量、放射性核素形态、排放、弥散、流出物、排放限值、豁免、清

洁解控水平、环境修复、分离-嬗变、天然存在的放射性物质、技术增强的天然存在的放射性物质、封闭、包容、选址、场址特性评价、放射性气态废物、放射性液体废物、放射性固体废物、短寿命放射性废物、长寿命废物、极低水平放射性废物、低水平放射性废物、中水平放射性废物、高水平放射性废物、 α 废物、超铀废物、豁免废物、工艺废物、核技术应用废物、矿冶废物、伴生废物、模拟废物、一次废物、二次废物、活化废物、含氚废物、混合废物、废放射源、不再用放射源、失控放射源、废物接收准则、废物分拣、废物分类、废物调制、尾气、尾气净化系统、高效微粒空气过滤器、碘吸附器、过滤效率、氢气复合器、除雾、低温吸附器、放射性气体衰变箱、滞留床、放射性气溶胶、蒸残物、脱水、脱硝、除盐、沉降、沉淀、共沉淀、絮凝、超滤、反渗透、电渗析、泥浆、蒸发、热泵、离子交换、减容、减容因子、压实、超级压实、焚烧、热解焚烧、熔渣焚烧、等离子体焚烧、流化床焚烧、湿法氧化、微生物处理、固定、固化、埋置、封装、废物体、桶内固化、桶外固化、就地固化、基料、水泥固化、水灰比、盐灰比、泌水性、水化热、沥青固化、螺杆挤压机、针入度、塑料固化、玻璃固化、硼硅酸盐玻璃体、磷酸盐玻璃体、罐式熔融玻璃固化、两步法金属熔炉感应加热玻璃固化、焦耳加热陶瓷电熔炉玻璃固化、冷坩埚玻璃固化、就地玻璃固化、玻璃陶瓷、玻璃复合体、人造岩石、自蔓延高温合成、析晶、黄相、废物包容量、游离液体、冻融试验、抗压强度、耐久性、浸出试验、浸出剂、浸出液、浸出率、归一化元素浸出率、废物体老化、溶胀、废物包、包装、废物容器、外包装、屏蔽容器、高整体容器、湿法贮存、干法贮存、衰变贮存、可回取性、废液贮槽、废物集存、处置系统、处置设施、填埋场、直接处置、近地表处置、深井注入〔处置〕、地质处置、水力压裂、屏障、天然屏障、工程屏障、多重屏障、闯入屏障、覆盖层、缓冲材料、缓冲区、回填材料、封闭、关闭、废石、矿渣、尾矿、尾矿库、尾矿渗液、射气、射气因子、氦析出、氦析出率、防氦覆盖层、尾矿稳定化、放射性核素迁移、性能评价、安全评价、环境影响评价、情景、监督、天然类比研究、退役、埋葬、安全封存、热点、去污因子、电化学去污、泡沫去污、凝胶去污、可剥离膜去污、高压射流去污、废金属熔炼去污、再循环、再利用、拆除、拆卸、切割、拆毁、有限制开放或使用、无限制开放或使用、有组织控制等 211 个术语；
 ——删除了废物的确认、湿废物、干废物、再生废液、预涂层过滤器、超细过滤器、压缩蒸发装置、蒸汽发生器排污、吸着、溶剂净化、废树脂、硅藻土、蛭石、沸石、放射性核素固定、固化的放射性废物、聚合物浸渍固化体、刮板蒸发器、玻璃熟料、玻璃特征温度、废物体性能鉴定、生物降解、高放密封容器、裂隙、断层、包气带、饱水带、地表水、地下水、主岩、硐室（地质体中）、花岗岩、凝灰岩、沉积岩、片麻岩、页岩、关闭前、关闭后、矿石、地浸、堆浸、废石渗液、矿泥、近场、远场、阻滞、阻滞因子、滞留时间、含水层、水传递系数、渗透率、开放、释放等 53 个术语。

本文件由中国核工业集团有限公司提出。

本文件由全国核能标准化技术委员会（SAT/TC 58）归口。

本文件起草单位：。

本文件主要起草人：。

本文件及其所代替文件的历次版本发布情况为：

——1996 年首次发布为 GB/T 4960.8—1996《核科学技术术语 放射性废物管理》；

——2008 年第一次修订，将名称更改为《核科学技术术语 第 8 部分：放射性废物管理》；

——本次为第二次修订。

引 言

术语是一个领域的标准化基础。为了对核科学技术领域的大量术语进行规范和统一,提高交流的准确性和效率,我国制定发布了GB/T 4960《核科学技术术语》,该标准拟由9个部分构成。

——第1部分:核物理与核化学。目的在于界定核物理与核化学方面的术语和定义。

——第2部分:裂变反应堆。目的在于界定核裂变反应堆设计、调试运行及安全方面的术语和定义。

——第3部分:核燃料与核燃料循环。目的在于界定铀矿业、铀转化、燃料元件设计制造等方面的术语和定义。

——第4部分:放射性核素。目的在于界定放射性核素及其在农业、工业、医学等方面应用时的术语和定义。

——第5部分:辐射防护与辐射源安全。目的在于界定辐射防护、辐射源安全等方面的术语和定义。

——第6部分:核仪器仪表。目的在于界定各类应用于核工业的仪器仪表的术语和定义。

——第7部分:核材料管制与核保障。目的在于界定核材料管制方面的术语和定义。

——第8部分:放射性废物管理。目的在于界定放射性废物处理、包装、运输、贮存等方面的术语和定义。

——第9部分:磁约束核聚变。目的在于界定磁约束核聚变领域的术语和定义。

本文件规范了我国放射性废物管理领域的术语,发挥了统一协调作用,便于我国放射性废物管理相关工作的交流,为我国放射性废物管理工作起到了重要指导作用。但随着核科学技术的发展,出现了很多新工艺、新方法、新技术、新认识和《放射性废物分类》发布以来新的需求,原标准不能完全满足当前核科学的定义。为了满足当前需求,减少放射性废物管理术语的同义、近义的定义,避免放射性废物管理术语的歧义、误解,特修订本文件。本文件的修订,旨在满足我国放射性废物管理工作的需要,达到统一规范我国放射性废物管理术语和定义,并与国际上术语相协调统一,完成国际接轨的目的,使之更加科学合理和有效。

核科学技术术语

第8部分：放射性废物管理

1 范围

本文件规定了有关放射性废物管理的基本术语及其定义。
本文件适用于与放射性废物管理有关的一切活动。

2 规范性引用文件

本文件没有规范性引用文件。

3 基本术语

3.1

放射性废物 radioactive waste

含有放射性核素或被放射性核素所污染，且预期不再利用的物质。

注：出于法律和监管目的，如果废物的放射性浓度或活度大于监管机构规定的清洁解控水平，则认为废物具有放射性。

3.2

废物产生者 waste generator

产生放射性废物的设施或活动的经营组织。

注：为方便起见，有时将“废物产生者”一词的范围扩大到包括目前对废物产生者负有责任的人。

3.3

废物产生量 waste arisings

设施或活动等所产生的废物的量。

注：例如，核燃料循环各阶段、研究堆以及放射性同位素生产与应用等产生的废物的量。

3.4

放射性废物表征 radioactive waste characterization

确定放射性废物的物理、机械、化学、辐射和生物学特性。

注：用以确定其是否需要进一步调制、处理或整备，或确定其是否适合进一步操作、加工、贮存或处置。

3.5

代表性样品 representative sample

从工艺过程中提取的物质样品或具有物质平均特性的物质的量。

注：放射性废物样品用于确定目标放射性废物流的比例因子参数。具有代表性的样品应与目标放射性废物流的特征核素含量和活性比例非常近似。

3.6

复合样品 composite sample

来自不同容器的样品且样品的质量比等于容器中所含物质的质量比的混合物。

示例：在给定时间内采集的一系列样品，并按收集率加权；或由在给定时间段内采集的一系列离散型样品，并按照

规定的加权因子(如废物流流量或收集率)进行混合组成的组合样品。

3.7

放射性废物管理 radioactive waste management

与放射性废物的操作、预处理、处理、整备、运输、贮存和处置相关的各种行政与技术活动。

3.8

废物操作 waste handling

对废物或废物包进行的物理操作。

注：包括分拣、移动等。

3.9

废物加工 waste processing

任何改变废物特性的操作。

注：包括废物的预处理、处理和整备。

3.10

废物预处理 radioactive waste pretreatment

废物处理前进行的任何或全部操作。

注：如废物收集、分类、化学调制和去污等。

3.11

去污 decontamination

通过物理、化学或生物等方法有意地去除全部或部分污染的过程。

3.12

污染 contamination

固体、液体或气体(包括人体)内或表面不希望有的放射性物质,或在这些地方产生放射性物质的过程。

3.13

废物处理 waste treatment

为安全和/或经济目的而改变废物特性的操作。

注1：其三个基本目标是减容、去除放射性核素和改变组分。

注2：处理可产生适当的废物固化体。如果处理不能产生适当的废物固化体,则废物可能被固定。

3.14

放射性气态废物处理 radioactive gaseous waste treatment

将放射性气态废物中放射性核素去除净化的技术活动。

注：目的是为保证净化后气体满足国家监管部门的环境排放要求。

3.15

放射性液体废物处理 radioactive liquid waste treatment

采用必要的工艺技术降低放射性废液中放射性核素浓度,和(或)减少放射性废液体积的技术活动。

注：目的是为保证净化后液体满足国家监管部门的环境排放要求或复用条件。

3.16

放射性固体废物处理 radioactive solid waste treatment

对以固态形式存在的放射性废物进行减容的技术活动。

注：如压缩和焚烧等。目的是为了减少放射性废物最终需要处置的体积。

3.17

铀/钍矿冶废物处理 uranium/thorium ore mining waste treatment

对铀/钍矿开采和水冶过程中产生的废物进行处理的技术活动。

3.18

废物整备 waste conditioning

为形成适于装卸、运输、贮存和/或处置的废物包的操作。

注：可包括将废物转变为废物固化体，将废物封闭在容器内，以及在必要时提供外包装。

3.19

放射性物质贮存 radioactive material storage

将放射源、放射性物质、乏燃料或放射性废物放置在为其提供包容的设施中的操作。

注：目的在于便于回取。

3.20

废物贮存 waste storage

将放射性废物放置在为其提供包容的设施中的操作。

注：废物贮存与废物处置之间的主要区别在于是否将对废物进行回取，对贮存的废物将进行回取，而对处置的废物不再进行回取。

3.21

暂时贮存 interim storage

短期的临时放置在设施中的过程。

3.22

处置前[管理] predisposal [management]

在处置前进行的任何废物管理步骤。

注：如预处理、处理、整备、贮存和运输活动。处置前不是一种处置形式。“处置前”是“放射性废物处置前管理”的简称。

3.23

废物回取 waste retrieval

从贮存设施回收废物作废物处置的过程。

3.24

废物处置 waste disposal

将废物放置于适当的设施内而不再回取的活动。

注：也包括经过审管部门批准后将流出物直接排入环境中弥散。

3.25

废物最小化 waste minimization

将废物的量和放射性活度减小至可合理达到的尽量低水平的过程。

注1：在设施设计到退役或活动的各个阶段，减少废物产生量，通过再循环、再利用、处理等措施减少废物的放射性活度，同时适当考虑二次废物和一次废物。

注2：不要将“废物最小化”与“减容”的概念混淆。

3.26

减少 reduce

使体积变小或数量变少。

3.27

防护与安全最优化 optimization of protection and safety

确定防护与安全的水平，使得受照工作人员和公众的个人剂量的大小、受照的人数及潜在照射的概率，在考虑了经济和社会因素之后，保持在可合理达到的尽量低水平的过程。

3.28

防护行动 protective action

为避免或减少在应急照射情况或现存照射情况下可能接受的剂量而采取的行动。

注1：早期防护行动是指在发生核或辐射应急情况时可在数天至数周内实施且仍然有效的防护行动。

注2：最常见的早期发防护行动是重新安置和长期限制食用可能受污染影响的食品。

3.29

补救行动 remedial action

为避免或减少在应急照射情况或现存照射情况下可能发生的照射，消除放射源或减少放射性的行动。

注1：又称“防护行动”，但防护行动不一定是补救行动。

注2：减少放射性包括降低放射性活度、减少放射源数量。

3.30

源项 source term

从核设施释放(或假定要释放)的放射性物质的数量和同位素组成。

注：用于模拟放射性核素向环境的释放，特别是在核设施事故或处置库放射性废物释放的情况下。

3.31

废物盘存量 waste inventory

详细的废物记录。

注：通常包括核设施中放射性废物来源、废物种类、废物放射性水平和废物总量等特性。

3.32

放射性核素形态 species of radionuclide

在确定的环境条件下，放射性核素以确定的价态和组成形成的分子或离子。

注：又称“放射性核素种态”。环境中的放射性核素的浓度一般较小，在极低的浓度条件下，放射性核素的种态分布可能与其常量同位素的化学形态分布不尽相同。

3.33

排放 discharge

将放射性物质（通常为气载或液态）有计划、有控制地释放到环境中的过程。

注：严格地说，释放放射性物质的行为或过程，也用来描述放射性物质的释放。

3.34

常规排放 routine release

气载或液载放射性物质有计划、有控制地按照监管部门批准的条件和数量向环境释放的过程。

注：又称“有组织排放(institutional release)”。发生在核与辐射设施正常运行期间。

3.35

槽式排放 tank discharge

须经取样监测符合排放控制标准的一个批次的液态放射性物质向环境释放的一种常规排放方式。

3.36

计划外排放 non-plan release

常规排放之外的放射性物质排放。

注：又称“非计划排放”。包括正常运行和事故工况的非计划排放。

3.37

弥散 dispersion

主要由影响介质中不同分子速度的物理过程引起的放射性核素在空气或水中的散布。

注1：广义地讲，通常结合导致羽流扩散的所有过程(包括分子扩散)。气动力弥散和水动力弥散从这种广义上讲分别用于空气和水中的羽流。

注2：通常与分散同义，但弥散主要是更具体地使用，而分散通常(尽管不是普遍)被用作更一般的表达。

3.38

流出物 effluent

释放到环境中含有放射性物质的气态或液态流。

注：又称“排出流”。通常在排放到环境中之前测量流出物的放射性活度浓度，以验证其符合国家法规允许水平。

3.39

放射性环境流出物 radioactive environment effluent

从核设施、实验室中以气体、气溶胶、粉尘或液体等形态排入环境的放射性物质。

3.40

放射性气态流出物 radioactive gaseous effluent

从核设施、实验室通过气体途径排入环境的放射性物质流。

3.41

放射性液态流出物 radioactive liquid effluent

从核设施、实验室通过液体途径排入环境的放射性物质流。

3.42

流出物监测 effluent monitoring

对流出物进行的监视性测量。

注：目的是为了控制和评价放射性流出物对周围环境和居民产生的辐射影响，确保流出物满足监管部门环境排放要求。

3.43

排放限值 discharge limit

监管部门认可的排放流出物的放射性活度浓度和(或)总活度不得超过的数值。

3.44

豁免 exemption

监管部门确定的辐射源或活动不需要受到某些或所有方面的监管控制。

注：其依据是辐射源或活动的产生的照射足够小，或已是防护的优化选择而不需考虑其剂量或风险的实际水平。

3.45

清洁解控 clearance

监管部门解除对已通知或已获批准的设施和活动中的放射性物质或放射性物品的监管控制。

注1：解除监管控制是指为辐射防护目的而实施的管制。

注2：从概念上讲，“清洁解控”与“豁免”密切相关，但两者不同。

3.46

清洁解控水平 clearance level

监管部门规定的，以活度浓度和/或总活度表示的数值。

注：当放射性物质或放射性物品的活度浓度和/或总活度等于或低于该值时，经批准后可以不再受监管部门的监管。

3.47

修复 remediation

为减少由于场址现有污染而造成的辐射照射而采取的措施。

注1：通过对污染本身(源)或对照射人类的途径采取行动。

注2：修复并不一定意味着完全去除污染，使场址恢复到原始状态。。

注3：修复通常用于指在监管部门控制下将场址恢复到适合有限制使用的条件。

3.48

修复计划 remediation plan

列出应用修复方法和达到修复策略目标所需的各项活动、行动以及时间表的文件。

注：以便符合有关修复的法律及监管规定。

3.49

修复目标 remediation objectives

任何目标的通称。

注1：包括与技术(例如残留污染浓度、工程性能)、行政和法律要求有关的目标。

注2：场址假定的未来最终用途是修复目标的基础，并用于制定退役和修复活动的策略。

3.50

环境修复 environmental remediation

从环境介质(如土壤、地下水、沉积物或地表水等)中清除污染或污染物的措施。

注：目的是为了将来对这些环境介质再利用或排放。

3.51

分离—嬗变 partitioning and transmutation

将高水平放射性废液中长寿命的锕系元素和长寿命的裂变产物分离提取出来，然后送到反应堆中去辐照或制成靶子放到加速器驱动的次临界装置中去辐照，将其转变成短寿命核素或稳定核素的过程。

注：为了减少需要最终处置放射性废物体积，并更好地利用资源。

3.52

天然存在的放射性物质 naturally occurring radioactive material; NORM

除天然放射性核素外，不含大量其他放射性核素的放射性物质。

注1：“大量”的确切定义将由监管部门确定。

注2：这些物质可能是原材料，也可能是天然放射性核素的活性浓度因某种过程而发生改变的物质。从辐射防护的角度来看，它们对人和环境的照射影响不可忽略。

3.53

技术增强的天然存在的放射性物质 technically enhanced naturally occurring radioactive material; TENORM

因人为过程而导致放射性活度浓度增加或放射性核素分布改变了的天然存在的放射性物质。

注：如某些天然存在的放射性物质在加工过程中，其所含的放射性核素(如铀、钍、镭等)可能会在其沉积物、灰渣、垢物中浓集，这种副产物，即为技术增强的天然存在的放射性物质。

3.54

封闭 confinement

防止或控制放射性物质在运行或事故中向环境释放。

注1：封闭的含义与包容密切相关，但封闭通常用于指防止放射性物质“逸出”的安全功能，而包容指实现该功能的

手段。

注2：国际《放射性物品安全运输条例》对封闭和包容进行了不同的区分，即封闭涉及防止临界，包容涉及防止放射性物质的释放。

注3：主要是核设施安全与放射性物品运输安全对用词的差异。密封和包容两个术语在上述两个领域都有使用，包容的用法从概念上来看是一致的，但封闭的用法却不是。核安全中的封闭是由包容实现的安全功能。

3.55

封闭系统 confinement system

由裂变物质与包装部件组成的组合体。

注1：由设计者规定，并经审管部门同意。

注2：其主要功能是在整个运输过程中维持临界安全。

3.56

包容 containment

为防止或控制放射性物质释放和扩散而设计的方法或实体结构。

注1：通常指在设施和活动中实现封闭功能的方法或结构，即防止或控制放射性物质的释放及其在环境中的扩散。

注2：在废物处置方面，与废物相关的放射性核素的包容是通过提供工程屏障和天然屏障（包括废物形式和包装、回填材料、**宿主环境**和地质构造），将放射性核素封闭在废物基料、包装和处置设施内，从而使其与环境隔绝。

3.57

包容系统 containment system

结构上密闭的实体屏障及其相关系统。

注1：“实体屏障”尤指核设施中的。

注2：用于防止或控制放射性物质的释放和扩散。

注3：在运输中，包容系统指由设计人员规定的，用于限制放射性物质的包装部件的组合体。

3.58

选址 sitting

为设施选择合适场址的过程。

注1：包含对相关设计基准的适当评价和确定。

注2：核设施选址过程一般包括场址调查和场址选择。

注3：处置设施的选址过程分为以下几个阶段：方案设计与规划；区域调查；场址特性评价；场址确定。

3.59

区域调查 area survey

对大区地区进行调查并排除不合适的场址后，确定可能包含合适场址的其他地区的过

注：是处置设施选址过程的早期阶段，在此期间，区域调查也可参考任何其他授权设施的选址程序。

3.60

场址调查 site survey

对大片地区进行调查并排除不合适的场址后，确定核设施备选场址的过程。

3.61

场址选择 site selection

通过预选和比较保留的场址，选择一个或多个首选候选场址的过程。

注：基于安全性和其他考虑因素的基础上进行。

3.62

预选 screening

一种分析的过程。

注1：旨在从进一步考虑中排除对防护或安全不太重要的因素，以便聚焦于更重要的因素。

注2：通常是通过考虑非常悲观的假设情景来实现的。

注3：预选通常在选址的早期阶段进行，目的是缩小分析或评估中需要详细考虑的因素范围。

3.63

区域预选 area screening

根据不同区域地球物理特点，对其作为处置设施所在区域的合理性进行初步评价。

注：包括对地质构造、水文地质、气象和社会/经济条件等进行评价，推荐出候选场址进行场址预选。

3.64

场址预选 site screening

对选定区域内的不同场址作为处置设施的适合性进行勘察和场址特性评价的初步评价活动。

3.65

场址评价 site evaluation

对影响场址设施或活动安全的因素进行分析的过程。

注：包括场址特性评价，考虑可能影响设施或活动的安全特性从而导致放射性物质释放的因素和/或可能影响放射性物质在环境中扩散的因素，以及与安全相关的人口和通道问题(例如疏散的可行性，人员和资源的位置)。

3.66

场址特性评价 site characterization

对场址进行的详细的地表和地下调查活动的过程。

注1：为了确定场址的辐射状况或评估候选处置场址，获取信息以确定该场址设置处置设施的适宜性，并评估该场址的处置设施的长期性能。

注2：场址特性评价是处置设施选址的其中一个阶段，其在处置设施的区域调查之后、场址确定之前进行。

注3：场址特性评价也可指任何其他授权设施的选址过程。

3.67

场址确定 site confirmation

基于对首选场址的详细调查，提供场址安全评价所需的特定信息的过程。

注：场址确定是处置设施选址过程的最后阶段，包括处置设施设计的最终确定，以及准备和提交许可证申请至监管部门。

4 废物分类

4.1

放射性气态废物 radioactive gaseous waste

含有放射性物质的气态废物。

注：简称“放射性废气”。其放射性核素浓度或活度高于监管部门规定的清洁解控水平，根据其放射性水平不同，可以经简单处理合格后排放或经综合处理（如滞留衰变、吸附、过滤）合格后排放。

4.2

放射性液体废物 radioactive liquid waste

含有放射性溶解物、胶体或分散固体的液态废物。

注：简称“放射性废液”。其放射性核素浓度或活度高于监管部门规定的清洁解控水平，通常要经处理合格后排放或要作固化处理。

4.3

放射性固体废物 radioactive solid waste

含有放射性核素或者被放射性核素污染的固体废物。

注1：又称“固体放射性废物”。其放射性核素浓度或者活度高于监管部门规定的清洁解控水平。

注2：包括受放射性污染而作废物处理的各种物件，也包括放射性液体经固定或固化形成的固化体。

4.4

放射性有机废物 radioactive organic waste

以有机化合物为主要成分的放射性废物。

注：简称“有机废物”。包括废离子交换树脂、废磷酸三丁酯(TBP)等有机萃取剂、废润滑油、废机油、废闪烁液等。

4.5

可压缩废物 compressible waste

经加压可减容的放射性固体废物。

注：又称“可压实废物”。如防护衣物、拖布、擦纸、塑料制品、过滤芯、废树脂、玻璃制品、金属管道、电缆、小型风机和电机等。

4.6

极短寿命放射性废物 very short lived radioactive waste

所含主要放射性核素的半衰期很短，长寿命放射性核素的活度浓度在清洁解控水平以下的废物。

注1：极短寿命放射性核素通常用于科研和医疗，其半衰期一般小于100 d，通过最多数年时间的贮存衰变，放射性水平就能下降到清洁解控水平。

注2：常见的极短寿命放射性废物如医疗使用碘-131及其他极短寿命放射性核素时产生的废物。

4.7

短寿命放射性废物 short lived radioactive waste

主要含半衰期小于或等于30年的放射性核素的废物。

注：其典型特征是长寿命放射性核素浓度不超过限值(单个废物包中的长寿命放射性核素浓度不超过4000 Bq/g，且每个废物包的总体平均放射性核素浓度不超过400 Bq/g)。

4.8

长寿命废物 long lived waste

含有大量半衰期大于30年的放射性核素的废物。

注：其典型特征是长寿命的放射性核素浓度超过了短寿命放射性废物的限值。

4.9

极低水平放射性废物 very low level radioactive waste; VLLW

所含放射性核素活度浓度接近或略高于清洁解控水平，长寿命放射性核素的活度浓度很小的废物。

注1：简称“极低放废物”。活度浓度下限值为解控水平，上限值一般为解控水平的(10~100)倍。

注2：典型的包括核设施退役过程中产生的污染土壤和建筑垃圾等。

注3：仅需采取有限的包容和隔离措施，可在地表填埋设施处置，或按照固体废物管理规定，在工业固体废物填埋场中处置。

4.10

低水平放射性废物 low level radioactive waste; LLW

所含放射性核素活度浓度高于清洁解控水平，长寿命放射性核素含量有限的放射性废物。

注1：简称“低放废物”。典型特征是活度浓度高于清洁解控水平。所含短寿命放射性核素活度浓度可以较高。

注2：通常需要长达几百年时间的有效包容和隔离，可在具有工程屏障的近地表处置设施中处置。近地表处置设施深

度一般为地表至地下30 m。

注3: 来源广泛, 如核电厂正常运行产生的离子交换树脂和放射性浓缩液的固化物等。

4.11

中水平放射性废物 intermediate level radioactive waste; ILW

所含放射性核素活度浓度高于清洁解控水平, 含有相当数量的长寿命核素(特别是发射 α 粒子的放射性核素)的废物。

注1: 简称“中放废物”。在贮存和处置期间一般不需要提供散热措施, 或只需提供有限的散热措施。

注2: 无法依靠监护措施使所含放射性核素衰变至可进行近地表处置的活度浓度水平。

注3: 需采取比近地表处置更程度的包容和隔离措施。可能需要在地下几十米至几百米, 甚至更深的深度进行处置。

注4: 一般来源于含放射性核素 ^{239}Pu 的物料操作过程、乏燃料后处理设施运行和退役过程等。

4.12

高水平放射性废物 high level waste; HLW

所含放射性核素活度高、衰变释热量大, 或含有大量长寿命放射性核素的废物。

注1: 简称“高放废物”。一般在地表以下几百米或更深的深层稳定地质构造中处置, 处置设施需考虑采取散热措施。

注2: 包括乏燃料后处理第一溶剂萃取循环产生的含有锕系元素和大部分裂变产物的高放废液及其固化体、不进行后处理的乏燃料或其他有相似放射性特性的废物。

4.13

α 废物 alpha bearing waste

含足够半衰期大于30年的 α 发射体的废物。

注: 其 α 放射性活度浓度在单个包装中大于 $4 \times 10^6 \text{Bq/kg}$ 且在多个废物包中的平均 α 活度浓度大于 $4 \times 10^5 \text{Bq/kg}$ 。

4.14

超铀废物 transuranic waste

含足够半衰期大于20年、原子序数大于92的放射性核素的废物。

注: 其放射性活度浓度大于或等于 $3.7 \times 10^6 \text{Bq/kg}$ 。主要包括乏燃料后处理厂和铀加工处理设施产生的放射性废物。

4.15

豁免废物 exempt waste

按照豁免原则可以免除审管控制的废物。

注1: 又称“解控废物”。所含放射性核素的活度浓度极低, 满足豁免水平, 不需要采取或不需要进一步采取辐射防护控制措施。

注2: 豁免废物的处理、处置应当满足国家固体废物管理规定。

4.16

核电废物 nuclear power plants waste

核电厂寿期内产生的放射性废物。

注: 通常包括运行过程、检修过程以及意外事件等产生的放射性废物。

4.17

核燃料循环废物 nuclear fuel cycle waste

在核燃料循环过程中产生的放射性废物。

注: 通常包括铀矿冶、铀转化、铀浓缩、燃料制造、反应堆运行、乏燃料后处理和废物管理等技术活动产生的放射性废物。

4.18

工艺废物 processing waste

为了保证核设施正常运行，定期对某些部件进行更换而产生的放射性废物。

注：例如，废离子交换树脂、废过滤器芯、地面清洗废水及不复用的含硼废水等。

4.19

技术废物 technical waste

核电厂停机维修过程中产生的各类非工艺放射性废物。

注：如劳保用品、木块等。

4.20

核技术应用废物 nuclear technologies application waste

放射性同位素生产和应用及射线装置应用过程中产生的放射性废物。

4.21

矿冶废物 mining and milling waste

矿冶过程产生的废物。

注：例如，废石、尾矿、堆浸渣、泥浆、滤饼和流出物等。

4.22

伴生废物 associated ore mining waste

伴生矿资源开发利用中产生的废物。

注：伴生矿包括伴生有铀/钍的稀土矿、有色金属矿、磷矿、铁矿、煤矿等。

4.23

模拟废物 simulated waste

某种特定废物的仿制物。

注：为了开展某种放射性废物处理工艺研究，有时加入示踪量放射性核素或稳定同位素，使其成分、物理性能、化学性能尽可能接近真实废物。

4.24

一次废物 primary waste

保持其产生时状态和数量的废物。

注：又称“原生废物”。是未处理过的废物。

4.25

二次废物 secondary waste

放射性废物处理过程中作为副产物产生的废物。

注：例如，在废气处理中产生的洗涤废液、废过滤器芯或吸附剂；再生离子交换树脂时产生的反冲废水、再生废液和失效的废树脂等。

4.26

活化废物 activated waste

由辐照的活化作用而形成的放射性废物。

注1：例如，控制棒、管箱、可燃毒物、堆芯支承结构、反应堆内部结构和靠近堆芯的材料等。

注2：其也可能以表面污染形式存在而含有额外的放射性。

4.27

含氚废物 tritium bearing waste

所含氚的放射性活度浓度大于监管部门规定限值的放射性废物。

4.28

混合废物 mixed waste

兼含非放射性的有毒或有害物质的放射性废物。

4.29

废放射源 spent radioactive source

因放射性衰变而不再适用的放射源或因其他原因而废弃的放射源。

注：简称“废源”。

4.30

不再用放射源 disused radioactive source

经批准，不再使用或不打算使用再使用的放射源。

注：简称“不再用源”。

4.31

失控放射源 orphan radioactive source

失去管控的放射源。

注：因从未受管控，或因未经适当授权而被遗弃、遗失、错放、被盗或以其他方式转移。

5 废物预处理

5.1

废物接收准则 waste acceptance criteria

由监管部门制定或由营运单位制定并经监管部门批准的废物体或废物包的定量或定性的营运单位接收标准。

注1：废物接收准则规定了废物包和未包装废物的放射性、机械、物理、化学和生物特性。

注2：废物接收准则可包括对废物中特定放射性核素(或放射性核素类型)的活度浓度或总活度、释热率、废物体或废物包特性的限制。

5.2

废物分拣 waste sorting

利用辐射监测装置或手工等，将废物按一定的方式进行分类、集中的作业过程。

注：可将废物分出放射性或非放射性废物，或可燃与不可燃废物、可压实与不可压实废物，以便后续处理。

5.3

废物分类 waste segregation

按照废物或物质的放射性特性、化学和/或物理特性，将其按放射性废物或豁免废物的类型分开或保持分开的活动。

注：分类的目的是便于废物操作和/或加工。

5.4

化学调制 chemical adjustment

用化学方法改变物质的状态、状况或性质的操作。

5.5

废物调制 waste adjustment

对废物进行化学调制的操作。

注1：目的是使废物适应进一步处理的需要。

注2：如调节废物pH值、去除对于后续工艺产生不利影响组分等操作。

6 废物处理

6.1

尾气 off-gas

工艺过程产生的气体流出物。

注：如溶解、蒸发、焚烧、玻璃固化、沥青固化、水泥固化都可能产生尾气。尾气中可能含有放射性气溶胶、放射性气体、水蒸汽、酸气和其他化学组分。

6.2

尾气处理 off-gas treatment

在受控情况下，释放到大气之前，除去尾气中的放射性核素和其他污染物的操作。

6.3

尾气净化系统 off-gas cleaning system

尾气净化处理用的组合装置。

注：通常包括洗涤塔、吸附柱和过滤器等。

6.4

高效微粒空气过滤器 high efficiency particulate air filter; HEPA filter

用于从气态流中去除气溶胶颗粒的高效过滤器

其通常以高效率收集最具穿透力的粒径(直径在0.1 μm 至0.3 μm 之间)的气溶胶颗粒，并设计用于收集更大比例的粒径更大或更小的的气溶胶颗粒。其最低效率在国际标准中没有定义。

6.5

碘吸附器 iodine adsorber

用于去除气载放射性碘的吸附过滤装置。

注：通常用于反应堆运行、乏燃料后处理和同位素生产等过程中。

6.6

过滤器芯 filter cartridge

过滤器中的多孔过滤介质部件。

6.7

通风过滤 ventilation and filtration

采用通风方法将厂房内放射性核素浓度稀释，并通过通风系统过滤装置降低、去除气载放射性核素的处理技术。

6.8

过滤效率 filtering efficiency

过滤器滞留尘埃或放射性物质的能力。

注：其值为过滤前后气体中尘埃或放射性浓度之差与过滤前原始尘埃或放射性浓度之比。

6.9

氢气复合器 hydrogen recombiner

非能动的使氢气和氧气在钯-铂催化剂的作用下，氧化复合成水的装置。

注：又称“消氢器”。

6.10

除雾 defog; demist

去除气体或蒸汽中夹带的雾沫的过程。

注：有干法、湿法、吸附法、静电法等。

6.11

雾沫夹带 entrainment

气-液系统中微小的液滴伴随气体逸出的现象。

6.12

低温吸附器 cryogenic adsorber

利用吸附剂在低温下吸附气体中某些放射性气体组分，使之滞留的装置。

6.13

放射性气体衰变箱 radioactive gas decay tank

加压下收集或贮存含短半衰期放射性核素气体，滞留放射性核素的装置。

注：以使放射性核素衰变至符合规定要求。

6.14

滞留床 delay system

利用吸附剂滞留放射性核素通过的装置。

注：以使放射性水平通过滞留衰变而降低。

6.15

滞留衰变 retaining decay

利用滞留床等设备，将放射性气态废物中的放射性核素滞留，通过衰变降低其放射性水平的处理技术。

6.16

吸附滞留 adsorption retaining

利用吸附材料将放射性气态废物中的放射性核素吸附滞留，通过衰变降低其放射性水平，和/或减少放射性核素的迁移扩散可能性的处理技术。

6.17

放射性气溶胶 radioactive aerosol

固体或液体放射性微粒悬浮在空气或气体介质中形成的分散体系。

注：放射性气溶胶的粒径一般为 $(10^{-3} \sim 10^3) \mu\text{m}$ 。放射性气溶胶是造成人体内照射的主要威胁。

6.18

蒸残物 evaporation residue

放射性液体废物经蒸发处理后残存的浓缩物。

注：又称“蒸发残渣”。

6.19

浓缩因子 concentration factor

放射性液体废物蒸发浓缩处理过程中，原始废液体积与蒸残物体积之比。

6.20

过滤 filtration

利用多孔介质将固体从固-液或固-气混合物中分离出来的过程。

注：例如，利用滤纸、滤布或玻璃纤维等。

6.21

脱水 dewatering

利用固-液分离技术除去废物中水分的过程。

注：例如，利用离心、过滤、冻融等技术去除沉淀物、泥浆、废树脂等废物中的水分。

6.22

脱硝 denitration

将硝酸根（ NO_3^- ）还原成挥发性的氮氧化物的过程。

注：通常利用加热、化学或电解等方法。

6.23

除盐 demineralization

从水或放射性废液中除去盐分的过程。

6.24

除盐床 demineralization bed

将放射性液体废物中盐分除去的设备。

6.25

沉降 settling

非均一体系中借助固体微粒受重力作用而分离的过程。

注：如液-固、气-固体体系的分离。

6.26

沉淀 precipitation

通过在液体内的化学反应所产生的不溶性产物的结合或载带作用，从放射性液体废物中除去放射性核素的过程。

6.27

共沉淀 coprecipitation

通过两种以上物质的一起沉淀，将放射性核素从液相转移到不溶性沉淀物中的过程。

6.28

絮凝 flocculation

利用中和电荷和使中性粒子凝集并沉淀，从废液中除去胶体颗粒和放射性核素的过程。

6.29

膜技术 membrane technology

采用膜分离法净化处理放射性废水的技术。

6.30

超滤 ultrafiltration

利用半透膜在压力推动作用下，截留直径在（0.001~0.01） μm 范围内胶体、颗粒和大分子有机物的过程。

6.31

微滤 microfiltration

利用膜在压力推动作用下，截留直径在（0.05~2） μm 范围内的颗粒和大分子的过程。

6.32

纳滤 nanofiltration

利用膜在压力推动作用下，截留直径在（0.001~0.01） μm 范围内的颗粒和分子的过程。

6.33

反渗透 reverse osmosis

在压力作用下，浓溶液中的溶剂通过半透膜向低压侧的纯溶剂或低浓度的溶液中运动的过程。

注：为了使溶剂从溶液中分离出来。

6.34

电渗析 electric dialysis

在直流电场作用下，利用离子交换膜的离子选择透过性，使溶液中的离子产生定向迁移的过程。

注：为了达到净化和浓缩的目的。

6.35

泥浆 slurry

在沉淀处理工艺过程中，絮凝剂将放射性核素载带并沉积在容器底部的浆状浓缩物。

注：又称“污泥”。

6.36

淤渣 sludge

通过沉降或其他固-液分离方法，从废液中分离出来的悬浮粒子渣体。

6.37

蒸发 evaporation

借助于外加热将放射性液体废物中水分汽化的过程。

注：目的是浓缩放射性废液。蒸发过程中只有极少量易挥发的放射性核素随水蒸气进入冷凝水，大多数不挥发的放射性核素留在蒸残液。

6.38

热泵 heat pump

将低热值的蒸汽压缩以提高其压力和热焓，使成为有用热能的一种压缩机。

6.39

热泵蒸发 heat pump evaporation

对放射性液体废物蒸发处理过程中产生的二次蒸汽进行压缩后，将其作为加热工质加热蒸发放射性液体废物的过程。

注：与传统蒸发工艺相比，热泵蒸发可节能90%以上。

6.40

离子交换 ion exchange

与试剂中活性基团的可交换离子进行交换的过程。

注：实现分离或纯化的一种技术。

6.41

减容 volume reduction

减少废物体积的处理方法。

注：典型的减容方法有机械压实、焚烧和蒸发。

6.42

减容因子 volume reduction factor

废物减容前、后的体积比。

6.43

压实 compaction

利用外力对废物进行挤压，使物料间和物料内部的空隙减少，实现减小废物体积和外形尺寸的处理方法。

6.44

超级压实 super compaction

高压力的压实方法。

注：压力达到 10^7N 以上，可使固体废物得到充分减容。

6.45

焚烧 incineration

有控制地燃料废物或其他可燃物质的处理方法。

注：可使废物获得较大减容。

6.46

热解焚烧 pyrolysis incineration

在空气供应量大于理论计算量的情况下，实现可燃废物高温分解的处理方法。

6.47

熔渣焚烧 slag incineration

将可燃废物和少量不可燃烧废物混在一起在高温下焚烧的处理方法。

注：生成的熔渣块可直接处置。

6.48

等离子体焚烧 plasma incineration

利用等离子作热源，高温分解废物的处理方法。

6.49

流化床焚烧 fluidized-bed incineration

废物经分拣、破碎后，送进惰性介质为导热介质的床层中在高温下分解的处理方法。

6.50

湿法氧化 wet oxidation

利用酸或其他强氧化性物质，在加热条件下在水相中氧化分解有机废物的处理方法。

注：又称“湿法燃烧法”。

6.51

快堆嬗变 fast reactor transmutation

利用快堆的快中子反应将废物中的次锕系核素或长寿命裂变产物转变成短寿命的放射性核素或稳定同位素的处理方法。

6.52

加速器驱动次临界系统嬗变 accelerator driven sub-critical system transmutation; ADS transmutation

利用质子加速器驱动的次临界系统，将长寿命核素裂变成短寿命的放射性核素的处理方法。

注：为了减少需要深地质处置的放射性废物体积。

6.53

微生物处理 microbial treatment

利用微生物的代谢作用处理废物的方法。

注：如使放射性废物降解或使溶液中的放射性核素富集等。

7 废物整备

7.1

固定 immobilization

通过固化、埋置或封装等手段将废物转化为废物体的过程。

注：固定可减少在处理、运输、贮存和/或处置废物过程中放射性核素迁移或弥散的可能性。

7.2

水泥固定 cement immobilization

用水泥砂浆埋置或封装等手段，将散件或具有弥散性废物转换为稳定废物体的过程。

7.3

固化 solidification

将气态、液体或类似于液体的物质转化为固化体的固定方法。

注：通常目的是形成一种物理性能稳定、易于操作且不易弥散的物质。煅烧、干燥、水泥固化、沥青固化、玻璃固化是典型的固化液体废物的方法。

7.4

固化基材 solidification base material

形成废物固化体主体结构，并能稳定地包容放射性核素的有机/无机材料。

注：如水泥、沥青、塑料、玻璃、陶瓷等。

7.5

埋置 embedding

在固体废物周围填充基料的过程。

注：目的是形成整块性废物体。例如，在金属部件周围填充基料水泥浆、熔融沥青等。

7.6

封装 encapsulation

将放射性污染物放置在合适的材料中的过程。

注1：目的是为了便于最终处置。例如，将弥散性物质（如焚烧炉灰或粉末状废物）同基料混合形成整体性的废物体。

注2：也可指将固体废物体（如乏燃料组件）放置在特制的容器中的过程。

7.7

废物体 waste form

在包装前通过处理和/或整备所形成的具有一定物理和化学形态的固体废物。

注：废物体是废物包的组成部分。

7.8

均质废物 homogeneous waste

活度和物理含量分布基本均匀的放射性废物。

示例：可流动废物，如浓缩物、固化液体和废树脂。其中的放射性可合理地假设均匀分布在整个体积中，或可流动废物与固体基料均匀混合。

7.9

非均质废物 heterogeneous waste

不符合均质废物定义的放射性废物。

注：包括固体部件和固体部件的混合物，如干活性废物和滤筒。

7.10

桶内固化 in-drum solidification

在桶内加入废物和固化剂，进行搅拌混合和固化的过程。

7.11

桶外固化 out-drum solidification

在桶外将废物和固化剂搅拌混合均匀后，注入桶内固化的过程。

7.12

就地固化 in situ solidification

将废物在其产生地或贮存场所直接进行固化处理和处置的过程。

7.13

基料 matrix

废物中分散放射性物质的非放射性物质。

注：包括(但不限于)任何封装或固定材料，如水泥、沥青、聚合物、玻璃等。不期望放射性物质在废物基料中的弥散是均匀的。

7.14

水泥固化 cementation

将放射性废物掺合在水泥基料中形成固化体的过程。

7.15

水灰比 water/cement ratio

掺入水/废液与水泥基料的质量比值。

注：是水泥固化配方的一个指标。

7.16

盐灰比 salt/cement ratio

掺入液体废物所含盐分与水泥基料的质量比值。

注：是水泥固化配方的一个指标。

7.17

泌水性 bleeding

从水泥砂浆或混凝土拌和物中泌出部分拌和水的特性。

7.18

流动度 fluidity

水泥砂浆在流动桌上扩展的平均直径。

注：是液体废物水泥砂浆流动性的一个指标。

7.19

水化热 heat of hydration

物质与水化合时所放出的热量。

注：是水泥固化过程的一个重要指标。

7.20

沥青固化 bituminization

将废物掺合在沥青基料中形成固化体的过程。

7.21

螺杆挤压机 screw extruder

用螺杆将固体成形材料连续的熔融、压缩、挤压、成形的机械设备。

注：在核工业中用于沥青固化和塑料固化。从挤压机一端加入基料和废物，随着螺杆将物料向前推进，不断蒸发出水分并均匀混合，最后从挤压机另一端排出固化体产品。

7.22

薄膜蒸发 thin film evaporation

废液与沥青从顶部加入，通过分配盘和旋转的刮板把混合物料均匀送到蒸发器内表面，在自上而下的流动过程中不断蒸发出水分，并通过刮板将废液中的盐分与沥青混合均匀，最后形成沥青固化体的过程。

7.23

针入度 penetration index

在规定温度、荷重和时间下，标准针体垂直穿入物料（如沥青、石蜡等）试样的深度。

注：以1/10mm表示。

7.24

塑料固化 polymerization

将废物掺合在聚合物基料中形成固化体的过程。

注：又称“聚合物固化”。目前应用较多的是不饱和聚酯固化、环氧树脂固化和苯乙烯固化等。

7.25

热固性固化 thermoset curing

沥青固化或塑料固化过程中固化基料在高温下加热后形成交联网络结构，无法反复塑形的过程。

7.26

热塑性固化 thermoplastic curing

沥青固化或塑料固化过程中，固化基料在高温下加热后形成链式结构，可以反复塑形的过程。

7.27

玻璃固化 vitrification

将废物掺合在玻璃基料中形成玻璃状固化体的过程。

注：通常用于固化乏燃料后处理产生的高放废液。

7.28

玻璃体 glass form

利用玻璃固化工艺处理废物，形成的玻璃固体废物。

注：又称“玻璃固化体”。根据玻璃基料的不同，分为硼硅酸盐玻璃体和磷酸盐玻璃体。

7.29

硼硅酸盐玻璃体 borosilicate glass form

以二氧化硅和氧化硼为主要组分的固化基料与废物按一定比例混合，在高温下熔融后浇铸形成的均匀的玻璃体。

注：其目前使用较普遍。

7.30

磷酸盐玻璃体 phosphate glass form

以五氧化二磷为主要组分的固化基料与废物按一定比例混合，在高温下熔融后浇铸形成的均匀的玻璃体。

注：其优点是熔制温度低，硫包容量大；主要缺点是熔制过程对设备腐蚀性大。

7.31

罐式熔融玻璃固化 in-can melter vitrification

采用多段感应加热，在金属罐内将高放废液与玻璃基料一起融制成玻璃的过程。

注：又称“一步法”、“罐式熔融法”。废液在设备中完成蒸发、煅烧和与玻璃形成剂（或熟料）熔融。

7.32

两步法金属熔炉感应加热玻璃固化 two-step metal induction-heated melter vitrification

废液经蒸发脱硝和煅烧后形成的固体粉末在感应加热金属熔炉中同玻璃基料熔融，浇铸后形成玻璃体的过程。

7.33

焦耳加热陶瓷电熔炉玻璃固化 joule heated ceramic electrical melter vitrification

在陶瓷熔炉内利用电极棒加热熔融启动玻璃并产生焦耳热，将废液同玻璃基料在高温下熔制成玻璃体的过程。

注：又称“电熔炉法”。

7.34

冷坩埚玻璃固化 cold crucible melter vitrification

利用高频电源电磁感应加热熔融坩埚内经蒸发煅烧产生的煅烧产物和玻璃基料，并熔制成玻璃体的过程。

注：全称“两步法冷坩埚玻璃固化”。由于冷坩埚的水冷盘中连续通过冷却水，在坩埚壁形成一层固态玻璃壳体，熔融的玻璃被包容在这玻璃壳体内，因此，能大大减少熔融玻璃对坩埚壁材料的腐蚀。冷坩埚熔融温度高，可固化处理多种废物。

7.35

就地玻璃固化 in situ vitrification

将电压加到插入地下的电极上，产生高温将污染物和周围的土壤一起熔制成整体结构的玻璃体的过程。

注1：又称“现场玻璃固化”，是一种处理放射性废物或混合废物污染场址的热处理技术，将绝大多数放射性核素和重金属毒物熔制在玻璃体中。这种玻璃体类似黑曜岩、火山岩类物质。

注2：土壤中所含的设备（如槽罐、阀门、管道等）也被一起熔融。

7.36

玻璃陶瓷 glass ceramic

玻璃体通过控制加热等特殊工艺处理，转变成的结晶型产品。

注：玻璃陶瓷兼有玻璃和陶瓷两者的优良特性。

7.37

玻璃复合体 glass composites

将玻璃掺入金属基料中熔制成的混合体。

注：目的是为了改善玻璃固化体的导热性能和机械强度。金属基料包括铅、铝等。

7.38

人造岩石 synroc

人工合成的类似岩石的陶瓷体。

注：如钛酸盐基陶瓷体。其宜用于高放废物和 α 废物之类废物的固化。

7.39

玻璃陶瓷固化 glass-ceramic solidification

通过控制熔制温度，将废物和玻璃基料熔制成具有陶瓷晶相的玻璃体的过程。

7.40

陶瓷固化 ceramic solidification

将陶瓷基料与废液一同经过高温、热压等工艺，形成陶瓷固化体的过程。

7.41

人造岩石固化 synroc solidification

通过高温固相反应制造热力学稳定的、人工合成类似岩石的多相矿物固溶体的过程。

7.42

地熔技术 geomelt technology

将电极插入地下，利用电流产生焦耳热的原理，在现场直接将污染的土壤和其他地下污染物熔融，形成稳定的玻璃或结晶状固化体的技术。

7.43

自蔓延高温合成 self propagating high temperature synthesis

利用废物与反应物之间发生化学反应放热产生高温，通过自加热和自传导作用合成致密度高、理化性质稳定的废物固化体的过程。

7.44

玻璃配方 glass formula

通过设计、计算获得同废物高温熔融后形成满足一系列性能要求的玻璃体主体结构的多种氧化物的确定组成。

7.45

启动玻璃 starting glass

通过设计、计算获得满足玻璃固化启动工艺要求，不影响后续玻璃熔制工艺的多种氧化物确定组成的玻璃。

7.46

熔融废物玻璃黏度 viscosity of molten waste-glass

高温条件下，玻璃基料与废物形成的熔融物随温度变化受到的摩擦阻力和压差阻力。

注：用于指示玻璃流动度，是玻璃澄清、均化和成形的重要工艺参数。

7.47

熔融废物玻璃电导率 electrical conductivity of molten waste-glass

高温条件下，玻璃基料和废物形成的熔融物的导电能力。

注：是玻璃熔融阶段的重要工艺参数。

7.48

析晶 crystallization

无定形玻璃变成原子排列有序的晶体物质的过程。

注：又称“反玻璃化”。在热力学上，玻璃比组分相同的晶体物质有更高的自由能，所以升高温度或长时间放置均能导致析晶。析晶会导致玻璃结构破坏和玻璃固化性能下降。

7.49

黄相 yellow phase

在玻璃熔制过程中废物硫、铬或钼含量超过玻璃网络结构溶解限值而从结构中分离出的黄色物相。

注：是一种易溶于水的结晶状物质。其主要成分是碱和碱土金属硫酸盐、铬酸盐或钼酸盐，富含¹³⁷Cs、⁹⁰Sr等核素，导致玻璃固化体的抗浸出性能下降。

7.50

煅烧 calcination

物料在低于熔点的温度下加热，逐出水分和挥发性物质，使转变为固态氧化物的过程。

7.51

热等静压 hot equal-press isostatic-pressing

将样品放置到密闭的容器中，向样品施加各向同等的压力，在高温高压的作用下，获得致密化产品的过程。

7.52

废物体化学稳定性 chemical stability of waste form

废物体同水体接触并发生化学反应后，能维持其结构和组分的能力。

注：是评价废物固化体质量的主要性能之一。

7.53

废物包容量 waste loading

废物体中所包容的废物的质量百分数。

7.54

游离液体 free liquid

不为固化基料所束缚的未结合的液体。

7.55

冻融试验 freezing-thawing test

模拟气候条件的变化，试验固化体承受气候变化能力的一种评价固化体性能的试验方法。

7.56

抗压强度 compressive strength

受到压缩负荷作用而破坏时的单位面积所承受的极限压力值。

7.57

耐久性 durability

抵御生物、化学和/或物理作用对其性能造成影响的能力。

7.58

浸出试验 leaching test

在严格规定的条件下，将废物体浸入浸出剂中相接触，并测定浸出液中的放射性核素含量的试验。

注：目的是为了确定废物体浸出率。浸出结果可用来对不同类型废物体作比较和判断，也可用于废物处置的长期安全评价。

7.59

浸出剂 leachant

浸出试验所用的浸出介质。

注：如蒸馏水、去离子水、模拟地下水、海水、盐卤水等。

7.60

浸出液 leachate

浸出剂与废物体接触后的溶液。

注：其可能含有放射性核素。

7.61

浸出率 leaching rate

物质溶解或侵蚀的速率，或固体通过扩散释放的速率。

注：可用来衡量放射性核素释放的速度，反映废物固化体的耐久性。

7.62

归一化元素浸出率 **nominalized element leaching rate**

计算固化体样品元素浸出率的一种方法，用公式（1）表示：

$$LR_i = \frac{C_i}{f_i} \cdot \frac{V}{SA \cdot t} \dots\dots\dots (1)$$

式中：

LR_i ——样品中元素 i 的浸出率，单位为克每平方米每天[g/（m²·d）]；

C_i ——浸出液中元素 i 的浓度，单位为克每立方米（g/m³）；

V ——浸泡液的体积，单位为立方米（m³）；

SA ——样品的几何表面积，单位为平方米（m²）；

t ——浸泡时间，单位为天（d）；

f_i ——样品元素 i 所占的质量分数。

7.63

静态浸出试验 **static leaching test**

在浸出剂不流动情况下对废物体所做的浸出试验。

7.64

动态浸出试验 **dynamic leaching test**

在浸出剂连续流动情况下对废物体所做的浸出试验。

7.65

废物体老化 **aging of waste form**

废物体在环境因素的作用下，外观、物理和化学性能变坏的过程和结果。

注：环境因素包括热、光、水、氧、机械力、辐射、化学和生物介质等。

7.66

溶胀 **swellig**

废物体因吸收溶剂而发生体积膨胀和结构变化的现象。

7.67

均匀性 **homogeneity**

具有某些特性的颗粒均匀分布在材料中的一种状态。

注：是用于评价和控制废物体产品质量的指标之一。

7.68

辐照稳定性 **radiation stability**

耐电离辐射作用不产生物理或化学特性改变的能力。

7.69

热稳定性 **thermal stability**

废物体受到周围环境热或内部核素衰变热作用后，维持其结构和化学性质的能力。

注：包括自燃性、着火性、热挥发、热分解等。

7.70

辐解 **radiolysis**

由于电离辐射作用引起物质化学组分的改变。

7.71

辐解气体 radiolytic gas

物质在辐射作用下产生的气体。

7.72

生物降解 biological degradation

由生物作用引起或加速物体的物理、化学性能的下降或化学组成的变化。

8 废物包装、运输和贮存

8.1

废物包 waste package

废物整备后的产品。

注：包括废物体、任何容器和内部屏障(如吸收材料和内衬里)，以便符合操作、运输、贮存和/或处置的要求。

8.2

包装 packing

将放射性物质完全封闭在容器中所需的组件和部件。

8.3

放射性物质运输 radioactive material transport

放射性物质从一地到另一地故意的物理运动。

注：运输的概念不包括构成推进手段的运动部分。

8.4

放射性内容物 radioactive contents

包装内的放射性物质连同已被污染或活化的固体、液体和气体。

8.5

废物容器 waste container

满足操作、运输、贮存和/或最终处置所使用的装载废物体的容器。

注1：废物容器也是防止废物受外界侵入的外部屏障。

注2：废物容器是废物货包的组成部分。

8.6

外包装 overpackaging

为已封装好的一个或多个废物包外加的第二个(或额外的)外部容器。

注：为辐射防护需要或方便操作、运输、贮存或处置作业。

8.7

屏蔽容器 cask

用于乏燃料和其他高放射性物质运输和贮存的容器。

注：其具有足够的辐射屏蔽能力，化学、机械性能稳定，耐热，抗辐照性及散热性好等特性，满足装卸、运输和贮存的要求。

8.8

高整体容器 high integrity container

一种由特殊材料和结构制成、能长期维持对内容物有效包容，寿命长达500年~600年的包装容器。

注：其可使低、中放废物(如废树脂等)不经固化处理就可安全处置。

8.9

运输容器 transportation container

为安全运输不同放射性物质而设计的容器。

注：例如，运输易裂变物质的容器一般由筒体、顶盖、O型环、吊耳以及螺栓螺母等部件组成。

8.10

乏燃料运输容器 spent fuel shipping cask

用于包装乏燃料使之成为运输货包的屏蔽密封容器。

8.11

处置容器 disposal container

用于包容整备后放射性固体的容器。

注：满足处置场处置要求。

8.12

湿法贮存 wet storage

把内装乏燃料或释热的废物体的容器放置于在反应堆现场或者远离反应堆现场的水池中冷却和贮存的过程。

注：以后要把它们取出来，作进一步处理或处置。

8.13

干法贮存 dry storage

把内装释热的废物体或乏燃料的容器或废物包放置于设施或容器中贮存，通过自然通风或强制通风带走衰变热。

注：以后要把它们取出来，作进一步处理或处置。

8.14

衰变贮存 storage for decay

将放射性废物贮存足够长的时间，使所关注的放射性核素的活度浓度通过衰变降低到所希望的水平。

8.15

可回取性 retrievability

从废物贮存设施和/或处置场把废物取出来的可能性。

8.16

废液贮槽 waste storage tank

用来贮存废液的槽罐。

注：其一般要有托盘或双层壁，必要时要设备用罐。用于贮存高放废液的槽罐，应有搅拌、冷却、防爆、排气、监测液位和临界安全以及报警等措施。

8.17

废物集存 waste staging

把废物累积起来，作临时贮存的过程。

注：以便以后废物的运输、转移或处置。

9 废物处置

9.1

处置系统 disposal system

处置设施场址、处置设施的设计、物理结构和物品、控制程序、废物的特征以及其他以不同方式和不同时间尺度实现处置安全功能的因素的特性系统。

9.2

处置设施 disposal facility

用于放置处置废物的工程设施。

注：与“处置场”同义。包括处置单元和周围辅助设施等。

9.3

填埋场 landfill site

在地表下几米到十几米深度，设有防水层，用于放置废物处置设施。

注：通常用于处置一般废物或极低水平放射性废物。

9.4

近地表处置设施 near surface disposal facility

在地表面或地表面下几十米深，设置工程屏障，最外层加几米厚的防护覆盖层，用于放置废物的处置设施。

注：通常用于处置短寿命废物和低、中水平放射性废物。

9.5

中等深度处置设施 intermediate depth disposal facility

在地表下约（30~300）米深，用于放置废物的处置设施。

注：通常用于处置含有较多长寿命核素的中等水平放射性废物。

9.6

地质处置设施 geological disposal facility

在地表下几百米或更深的稳定地质构造中，用于放置废物处置设施。

注1：又称“深地质处置设施”。为了长期将放射性核素与生物圈隔离。

注2：通常用于处置含有较多长寿命核素和高水平放射性废物。

9.7

地下实验室 underground laboratory

为高水平放射性废物最终处置进行前期研究和验证而建造于地面之下的设施。

注：通常分为普通地下实验室和特定场址地下实验室。

9.8

特定场址地下实验室 specific site underground laboratory

经政府批准，建立在满足放射性废物处置库场址要求地质区域的地下实验室。

注：可开展针对性热实验，具有方法学研究和场址评价双重作用，实验结束后可为地质处置库的设计建造提供参数。

9.9

普通地下实验室 general underground laboratory

为开展放射性废物处置系统可行性研究而模拟地下处置库处置条件建造的通用型地下研究设施。

9.10

直接处置 direct disposal

乏燃料作为废物进行处置。

注：又称“一次通过”。

9.11

近地表处置 near surface disposal

工程覆盖层下、设置或不设置工程屏障，近地面处置设施中的处置。

9.12

中等深度处置 intermediate depth disposal

中等深度处置设施中的处置。

9.13

洞穴处置 cave disposal

设置工程屏障，在地表面下几十米的洞穴中放置废物的处置方式。

注：通常用于处置低、中水平放射性废物。

9.14

矿井处置 spent mine disposal

在废弃矿井中放置废物的处置方式。

注：通常用于处置低、中水平放射性废物。要求废矿井干燥、无地下水和符合安全处置要求。

9.15

深井注入[处置] deep well injection [disposal]

在稳定的、无地下水流过的、封闭性好的地质体中，通过深井注入放射性废液，来处置放射性废液的一种处置方法。

9.16

地质处置 geological disposal

地质处置设施中的处置。

9.17

深钻孔处置 deep borehole disposal

钻孔中、下部放置废物，中、上部分别用缓冲回填材料封隔的处置方式。

注：钻孔深度达到地表下（1000~4000）米。

9.18

海床下处置 sub-seabed disposal

在海底岩石下的地质处置设施中的处置。

9.19

深海处置 deep sea disposa

将包装在容器中的废物在深海海底处置。

9.20

海床处置 seabed disposal

将包装在容器中的废物放置在深海海底沉积层的某个深度。

注：可通过直接放置或将废物放置在特别设计的“贯穿器”中来实现，这些“贯穿器”在进入海洋时嵌入沉积物中。

9.21

水力压裂 hydraulic fracturing

用高压水在页岩内造成裂缝，加压将废液、水泥砂浆及添加剂制成的泥浆压入到该页岩层，经固结成水泥浆片，使放射性核素被包容固定在地下页岩的预定区域内，以实现与生物圈的隔离的处置方式。

9.22

处置化学 disposal chemistry

废物放置到处置设施中，由于热、水、力和辐照等因素，废物与屏障介质，或屏障介质之间发生化学反应的过程。

注：由此导致放射性核素释出及在处置设施屏障体系中迁移。

9.23

核素释出 nuclide release

废物在处置条件下，受到热、水、力和辐照等(耦合)作用，导致其屏障功能逐步丧失，放射性核素从物体体结构中释出并进入处置设施屏障体系的过程。

9.24

屏障 barrier

防止或抑制人员、放射性核素或某些其他现象(如火)的运动或提供屏蔽辐射的实体障碍物。

注：通常包括工程屏障和天然屏障。

9.25

天然屏障 natural barrier

天然存在的屏障。

注：包括各种地质体和土壤等。

9.26

工程屏障 engineered barrier

人工建造的屏障。

注：如废物体、废物包装容器、缓冲材料、回填材料、处置设施等。

9.27

多重屏障 multiple barriers

处置设施中两种或两种以上天然屏障或工程屏障。

注：用来隔离废物，并阻止放射性核素迁移。

9.28

闯入屏障 intrusion barrier

为防止人类、动物或植物无意接近废物而设计的处置设施的组成部分。

9.29

覆盖层 cover

在废物包上面的一种或多种材料构成的覆盖物。

注：它是近地表处置设施实体结构的一部分。其主要目的是防止地表水进入处置库以及减少穴居动物、啮齿动物和深根植物与人类闯入的可能性。

9.30

废物源项 waste source-term

放置在处置设施中的乏燃料/废物体。

注：又称“处置源项”。

9.31

缓冲材料 buffer material

处置设施中放在废物包周围的各种材料。

注：其构成附加屏障。有稳定周围环境条件，限制地下水接触废物货包及降低废物中放射性核素向周围迁移速率等作用。

9.32

缓冲区 buffer zone

在核设施周围设立的一个控制区。

注：目的是确保核设施（如处置设施）与公众使用的或可接近的场所之间有足够的距离。

9.33

回填材料 backfill

重新填充放置废物的处置设施中被挖空的部分的材料。

9.34

热水力耦合作用 thermo-hydraulic coupling effect

废物处置后自身的放射性核素衰变热、周围环境介质收缩产生的压力及渗透水体共同产生的耦合作用。

9.35

公众参与 public participation

邀请处置设施周围居民参与，并推动处置设施建设决策的相关活动。

注：目的是让公众理解放射性废物处置的安全性，支持放射性废物进行处置活动。

9.36

处置单元 disposal cell

构成处置设施的基本结构单位。

注：根据处置对象的特性差异，处置单元的容积和结构不同，有处置钻孔单元和处置巷道单元。

9.37

运输巷道 transportation tunnel

用于将斜井传送的废物送入指定处置单元的通道。

注：一般同处置单元处于同一深度。

9.38

处置巷道 disposal tunnel

根据处置库设计方案，通常由运输巷道钻出形成的通道。

注：用于放置整备后固体废物的场所。

9.39

处置钻孔 disposal borehole

根据处置库设计方案，由运输巷道钻出形成的通道中根据处置容器尺寸间隔开挖垂直或水平孔道。

注：用于放置整备后放射性固体废物的场所。

9.40

场址运行 site operation

处置设施建成后，开始接受满足处置设施要求的废物，直至处置废物量达到设计限值的过程。

9.41

封闭 seal

在处置设施或关闭设施通道内设置工程屏障，隔绝废物并防止水渗入其中及防止放射性核素从中迁移出来。

9.42

关闭 closure

处置设施运行终了时，对其采取的行政和技术措施。

注：包括在废物放置完成后，覆盖处置设施，回填或封闭地质置库及其通道，终止和结束所有相关建筑设施的活动。

10 铀（钍）矿冶废物治理

10.1

废石 waste rock

在采矿过程中伴随采出的无工业价值的岩石。

注：不含矿石，不进行加工。

10.2

矿渣 slag

矿山开采、选矿及加工冶炼过程中产生的固体废弃物。

10.3

尾矿 tailings

为提取铀系或钍系放射性核素而对矿石进行加工后产生的残留物，或为其他目的对矿石进行加工后产生的类似残留物。

10.4

尾矿库 tailings impoundment

存放尾矿和澄清尾矿水的构筑物。

注：包括堤坝、底垫、尾矿及排水设施。

10.5

尾矿渗液 tailings seepage

从尾矿库渗出并对环境造成危害的液体。

10.6

射气 emanation; E_m

由放射性物质衰变产生的放射性气体。

注：指三个天然放射系中镭（Ra）的子体放射性气体氡（Rn）。包括镭射气²²²Ra、钍射气²²⁰Rn和锕射气²¹⁹Rn。氡是惰性气体，属元素周期表的零族元素。

10.7

射气因子 emanation factor

由矿石或岩石中扩散到周围空间或介质中的射气量与同一时间内在同一体积矿石或岩石中产生的总射气量的比值。

注：通常用 η 表示，其数值在0~1之间变化。

10.8

氡析出 radon emanation

由辐射产生的氡原子通过扩散或对流等作用转移至物质表面，并释放到周围空气中的现象。

10.9

氡析出率 radon emanation rate

单位时间、单位物质表面积内析出的氡的放射性活度。

注1：单位为贝克每平方米每秒（ $Bq/m^2 \cdot s$ ）。

注2：表面氡活度浓度为零的氡析出率称为“自由氡析出率”。

10.10

防氡覆盖层 radon prevention layer

为减少氡析出而在固体面加设的涂敷层或覆盖层。

10.11

尾矿稳定化 tailings stabilization

为稳定矿渣所采取的措施。

注：可能包括尾矿脱水、排水、建造（维修）坝体、排洪设施和覆盖尾矿库等。

11 处置的安全评价

11.1

放射性核素迁移 radionuclide migration

放射性核素因自然作用在环境中发生的空间上的移动。

注：包括吸附、扩散、弥散和随地下水流动等。

11.2

性能评价 performance assessment

评价系统或子系统的性能及其对经批准的设施的防护和安全的影响。

注1：与安全评价的不同之处在于，性能评价可应用于经批准的设施（及其周围环境）的各部分，并不一定需要评价辐射影响。

注2：性能评价可用于分析和比较各种系统。

11.3

安全评价 safety assessment

用于预测整个系统的性能及其影响的分析。

注：其中，性能评估是对辐射影响评估或对某些其他安全影响方面的综合性评估。

11.4

环境影响评价 environmental impact assessment

评价设施和活动对环境的预期辐射影响。

注：目的是保护公众和环境免受辐射风险的影响。

11.5

情景 scenario

假定或假设的一组条件和/或事件。

注：最常用于分析或评价中，表示未来可能发生的情况和/或要模拟的事件，如核设施可能发生的事故，或处置设施及其周围环境未来可能发生的演变。情景可代表特定时间点或单一事件的条件，也可代表多个条件和/或事件组成的时间序列。

11.6

监督 surveillance

一种验证设施或建筑完整性的检查。

注：例如，监督用于处置设施，是指对该设施进行实际检查，以验证其完整性以及保护和保存被动屏障的能力。

11.7

天然类比研究 natural analogue study

对与人造系统特征类似的自然现象或人造古物进行研究。

注：例如，分析漫长时间中放射性矿物、沉积物、废物体的放射性核素迁移行为等，可为现存的或计划中的核设施的安全评价提供佐证或参考依据。

12 退役与去污

12.1

退役 decommissioning

为解除核设施的部分或全部审管控制而采取的行政的和技术的措施。

注：此定义不适用于处置设施或用于处置自然产生的放射性物质或开采和加工放射性矿石所产生的残留物的某些设施的关闭。

12.2

退役终态目标 decommissioning final state target

制定达到需要控制的弥散态有害物质和残留的有害物质被消除或低于危害限制的程度。

注：在退役初期根据核设施运行历史以及经去污、拆除污染设备/系统和场址清污后预期达到的效果进行制定。

12.3

核设施退役策略 nuclear decommissioning strategy

核设施退役初期为实现退役终态目标而制定的退役实施方案。

注：包括立即拆除、延缓拆除和埋葬三种方式。

12.4

立即拆除 immediate dismantling

核设施永久关闭后不久开始，含有放射性物质的设施的设备和结构、系统和部件被移除和/或被去污到允许从设施中解除监管控制和释放的水平的退役策略。

注：为了实现场址无限制使用或有限制使用。

12.5

延缓拆除 deferred dismantling

核设施永久关闭后，对其进行安全保护和长期封存，通过核设施内所包容放射性核素衰变降低其放射性水平后，开展退役活动的退役策略。

注1：对于核设施，核燃料首先被移除。含有放射性物质的设施的部分或全部经过处理或放置在可以储存的条件下。维持该设施，直到它随后可以被去污和/或拆除。

注2：延缓拆除作为保留设施剩余部分的准备步骤，可包括及早拆除设施的某些部分，及早处理一些放射性物质并将其移出设施。

12.6

埋葬 entombment

将设施的部分或全部用长寿命材料的结构包裹起来以使其退役的退役策略。

注1：对于计划永久关闭的设施，埋葬被认为是一种不可接受的策略。

注2：只有在特殊情况下(例如发生严重事故后)，才可考虑接受埋葬。在这种情况下，掩埋建筑得到保持，监督继续进行，直到放射性活度衰减到允许终止许可证和无限制开放该建筑的水平。

12.7

场址特性调查 site characteristics survey

在核设施退役过程中，对退役核设施进行的调查活动。

注：包括对设施的系统和设备的老化程度、安全隐患、辅助设施的可利用性、建筑物污染水平、场址土壤和地下水

等放射性污染情况等进行调查。

12.8

退役计划 decommissioning plan

载有建议退役核设施的详细资料的文件。

注1：批准的退役计划描述在进行退役程序、过程和工作活动时所采取的措施（包括去污和/或拆除建筑物、系统和部件）。

注2：当设施达到批准的退役终态时，即认为退役计划已经完成。

12.9

退役安全 decommissioning safety

核设施退役过程中涉及的安全问题。

注：包括辐射安全、核安全、工业安全和环境安全。

12.10

安全封存 safe enclosure

退役初期确定延缓拆除策略的核设施在进行退役之前，需对核设施内所有设备进行封存，并进行监督和维护的活动。

12.11

非固定性污染 non-fixed contamination

放射性污染物在物体表面上沉积和附着，并易于从物体表面去除的放射性污染。

注：又称“可去除污染”“附着性污染”“松散表面污染”。

12.12

固定性污染 fixed contamination

非固定污染之外的放射性污染。

注：包括弱固定污染和强固定污染。

12.13

强固定污染 strongly fixed contamination

污染核素通过扩散或其他过程渗入基料内一定深度，并难以去除的放射性污染。

12.14

污染区 contamination zone

由于实际或潜在的空气污染或松散表面污染超过规定水平，需采取特殊保护措施的区域。

12.15

热点 hot spot

污染区中放射性水平明显高于周围其他部位平均值的部位。

注：由于事故（或事件）、材质缺陷、腐蚀或设备、管道形状等因素，放射性污染集中在设施/设备某些部位。

12.16

去污因子 decontamination factor

应用特定去污技术前单位面积（或单位质量或体积）的活度与应用该技术后单位面积（或单位质量或体积）的活度之比。

注1：可为规定的某一特定放射性核素或总活度的比率值。

注2：在应用特定去污技术前、后，可从单位面积（或单位质量或体积）的活度中扣除本地活度。

12.17

去污剂 decontaminant

具有氧化还原、载带、配位等功能的化学试剂。

注1：用于去除物体和人体表面的放射性污染。

注2：常用的去污剂有酸、碱、氧化剂、络合剂、缓蚀剂和表面活性剂等。

12.18

酸碱去污 acid and basic decontamination

采用强酸、弱酸、强碱或弱碱去污剂，通过对被污染物项表面侵蚀，实现去污的方法。

12.19

氧化还原去污 redox decontamination

采用具有较强氧化或还原能力的去污剂改变放射性污染的核素价态和存在形态，实现去污的方法。

12.20

配合物去污 complexes decontamination

采用具有配合能力的去污剂与被污染物项的放射性核素形成配合物并载带下来，实现去污的方法。

12.21

电化学去污 electrochemical decontamination

通过电化学原理溶解金属表面的薄层，使金属表面的污染物溶解下来，实现去污的方法。

注：又称“电抛光去污”。将被污染金属物件放在电解槽中作为阳极，存在于金属表面和金属基体表面腐蚀层内的放射性核素在阳极溶解过程中进入电解液，实现去污。

12.22

泡沫去污 foam decontamination

将化学去污剂与起泡剂混合，形成泡沫附着在被污染物项的表面，通过其载带的去污剂与污染表面作用实现去污的方法。

12.23

凝胶去污 gel decontamination

将化学凝胶剂与去污剂混合，喷涂到被污染物项的表面，将被污染物项的放射性核素载带到凝胶中实现去污的方法。

12.24

可剥离膜去污 strippable film decontamination

将具有多种官能团的络合剂、成膜剂、乳化剂等制成涂料，喷刷在被污染物项的表面，形成一种可剥离或会自剥裂的涂层，将污染物随涂层除去的方法。

注：也可用来固定表面的污染物，防止污染的扩散；还可用来保护清洁物的表面，防止被放射性污染。

12.25

物理去污 physical decontamination

利用机械方法去除或降低物项表面放射性污染的活动。

注：又称“机械去污(mechanical decontamination)”。机械方法包括擦拭法、研磨和刮削等。

12.26

机械擦拭去污 mechanical wipe decontamination

采用机械锤等对被污染设备或建筑物表面进行刮、擦等实现去污的方法。

12.27

研磨去污 grinding decontamination

采用粉碎或研磨设备对被污染设备或建筑物表面进行研磨实现去污的方法。

12.28

高压射流去污 high pressure jet decontamination

利用高压射流的物理冲击力对被污染物项进行表面去污的方法。

注：例如，利用喷射设备，喷射水（或蒸汽）、砂、干冰或其他磨料，除去设备表面或地面、墙面的放射性污染物。

12.29

废金属熔炼去污 scrap metal melting decontamination

将放射性污染的金属切割后在熔炉中熔融，大部分污染的核素进入熔渣或尾气中，部分放射性核素均匀分布在铸锭中，使金属可得到有限制或无限制使用的方法。

12.30

超声去污 ultrasonic decontamination

利用超声波控制去污剂中微小气泡的振动，实现对被污染物项表面放射性核素去除的方法。

12.31

激光去污 laser decontamination

采用激光将附着于被污染物项表面的放射性污染在高温下烧灼并去除的方法。

12.32

等离子去污 plasma decontamination

采用低温等离子体，将附着在被污染物项表面的放射性核素通过高温烧灼并去除的方法。

12.33

雾化固定去污 encapsulating the aerosol by atomization decontamination

将液体雾化后的雾滴通入存在放射性气溶胶的空间，与放射性气溶胶不断碰撞、接触、黏连，通过增大气溶胶粒子粒径和质量的方法使放射性气溶胶沉降，从而使放射性气溶胶固定的方法。

12.34

真空吸尘去污 vacuum cleaning decontamination

利用真空产生的吸力对松散污染物进行收集实现去污的方法。

12.35

再循环 recycling

将放射性废物转变为可再利用的物质的过程。

注1：再循环可减少有用物质的浪费、原材料及能源的使用。

注2：再循环通过减少需要处置的常规废物，有助于减少空气污染（由焚烧引起）和减少水污染（由使用填埋场引起），并有助于减少温室气体的排放。

12.36

再利用 reuse

对用过的物项进行再次使用。

注1：例如，将放射性活度浓度或表面污染水平降低到审管部门规定水平的工具、设备、物料、建筑物和场地等进行再次使用。

注2：再利用包括常规再利用，即再次使用物项来执行相同的功能，以及再次使用物项来执行不同的功能。

12.37

拆除 dismantling

为退役目的对设施的建筑物、系统和部件进行拆解、拆卸和拆毁。

注：拆除的两种主要类型是立即拆除和延缓拆除。

12.38

拆卸 disassembling

将已组装的设备分解成组成材料和/或部件

12.39

切割 cutting

将装置、设备、系统或建（构）筑物分割为较小的部分。

注：利用机械、热、电热、高压水喷射或激光等方法。

12.40

水下切割 cutting under water

在水下进行切割的操作。

注：核设施退役过程中，为避免或减少切割放射性污染物体过程中产生气溶胶的危害。

12.41

冷切割 cold cutting

工作温度低于100℃，切割物体的的操作。

12.42

高压水切割 high press water cutting

利用高压喷射水流的物理冲击力实现对物体进行切割的操作。

12.43

磨料切割 abrasive cutting

在高压喷射的水流中加入磨料，增强物理冲击力，实现对物体切割的操作。

12.44

热切割 hot cutting

工作温度高于100℃，切割物体的操作。

注：如激光切割和等离子切割。

12.45

激光切割 laser cutting

利用高功率激光束照射物体，将其切割成较小尺寸的操作。

12.46

等离子切割 plasma cutting

利用等离子枪将物体切割成较小尺寸的操作。

12.47

整体吊出 integral hoisting

无须切割，直接从核设施/建筑物内吊出的拆除方式。

注：适用于物理尺寸较大，外形较为规整的设备。

12.48

拆毁 demolition

对达到清洁解控水平的建（构）筑物的拆除活动。

注：如冷却塔和烟囱等的爆炸拆除。

12.49

场址清污 site cleanup

对场址上残留放射性物质或有毒有害物的去除和净化处理的活动。

注：在退役核设施原场址上所有设备、构筑物和系统等移除之后进行。

12.50

清除 cleanup

在环境整治中，按实践原则进行的去除或减少土壤和建（构）筑物表面污染的活动。

12.51

场址残留物 site residue

退役核设施场址在去污、切割和拆卸拆毁、整体吊运等工序完成之后，场址上残留的放射性物质及有毒有害物质。

12.52

土壤去污 soil decontamination

对核设施运行过程中以及退役过程中场址周围受到放射性物质污染的土壤进行去污，使其达到有限制或无限制开放目标的操作。

注：又称“污染土治理”。

12.53

铲除法 excavating method

将受污染的土壤直接从场址移出至满足处置要求的场址进行处置的土壤去污方法。

12.54

化学去污法 chemical decontamination

用化学试剂配置成的去污剂去除或降低污染土壤中放射性核素含量，并将绝大部分土壤实现清洁解控的处理方法。

12.55

植物去污 plants decontamination

选择具有吸收放射性核素能力的植物种植于受放射性污染的土壤区域实现土壤去污的方法。

12.56

微生物去污 biological decontamination

利用微生物细胞壁和细胞膜的作用来对土壤中放射性核素进行净化实现去污的方法。

注：微生物细胞壁和细胞膜的作用包括吸附作用、沉积作用、离子交换作用、诱捕作用和微生物生成的酶及有机物引发的各种作用(如甲基化作用、脱羟作用、氧化还原作用等)。

12.57

地下水处理 underground water treatment

采用化学或物理方法，对受到放射性污染的地下水进行净化处理，使其达到有限制或无限制使用的目标。

注：又称“地下水清污”。

12.58

退役终态调查 decommissioning final state investigation

完成核设施退役的场址经场址清污和环境整治之后，对其场址及周围环境进行放射性/有毒有害残留物检测，以确认场址满足其建设初期制定退役目标实现程度的活动。

12.59

有限制开放或使用 restricted release or use

设备、器材、建（构）筑物和场址因其放射性危害而限制其开放或使用。

注：这种限制通常以禁止某种特定活动(如建房居住、种植或收获特定食物)或规定某种特定方式(如规定某种材料

只能在某一设施内循环或再利用)来约定。

12.60

无限制开放或使用 unrestricted release or use

污染或潜在污染水平足够低的设备、材料、建筑物或场地不受任何放射性限制的开放或使用。

12.61

有组织的控制 institutional control

由审管部门或其指定的机构对废物场址进行的控制。

注1：这种控制可以是主动的（监测、监督和补救工作）或被动的（限制土地使用），并且可以是设施设计中的一个因素（例如近地表处置设施）。

注2：常用来描述关闭后或正在退役的处置设施的控制。

注3：也可指已解除管控的场地，在遵守对其未来使用的特定限制的条件下，为确保这些限制得到遵守而施加的管控。

12.62

主动监护 active custody

在核设施退役过程中采取有效的治理工程措施，开展检测和监督的活动。

注：又称“积极控制(positive control)”。

12.63

被动监护 passive custody

在核设施退役过程中以行政管理手段对退役核设施实施控制监督的活动。

注：又称“消极控制(negative control)”。

12.64

监管控制 regulatory control

监管机构出于与核安全和辐射防护或核安保有关的原因对设施和活动实施的任何形式的控制或监管。
