

附件 3

《核燃料循环前段设施环境辐射防护规定 (征求意见稿)》

编制说明

《核燃料循环前段设施环境辐射防护规定》编制组

2026 年 08 月

目录

1 项目背景	1
1.1 任务来源	1
1.2 工作过程	1
2 标准修订的必要性分析	1
2.1 经济社会和产业发展的需求	1
2.2 相关法规、政策规划的要求	2
2.3 修订后的 GB 11215 与 EJ 1056 的关系	3
3 国内外相关标准情况	3
3.1 国际原子能机构	3
3.2 美国	4
3.3 我国相关法规标准	4
4 标准修订原则和技术路线	5
4.1 标准修订原则	5
4.2 标准修订技术路线	5
5 标准主要技术内容	6
5.1 章节结构	6
5.2 适用范围	7
5.3 规范性引用文件	7
5.4 术语和定义	7
5.5 辐射防护和化学污染防治总体要求	8
5.6 场址选择要求	8
5.7 运行状态下的辐射防护和化学污染防治要求	9
5.8 化学污染物的防治要求	14
5.9 事故情况下辐射防护和生态环境风险防控要求	15
5.10 流出物排放管理和流出物及化学污染物监测	24
5.11 生态环境监测	25
5.12 放射性固体废物管理	25
5.13 退役	25
6 与国内外同类标准或技术法规的对比分析	25
6.1 剂量约束	26
6.2 关于排放	26
6.3 关于放射性废水处理技术	26
6.4 关于液态流出物排放浓度	26
7 标准实施建议	27
7.1 管理措施建议	27
7.2 技术措施建议	27

8	标准征求意见工作情况及对意见的处理情况	27
9	标准送审稿技术审查的情况	27
10	附件：公开征求意见汇总处理表	28
11	其他附件	28

《核燃料循环前段设施环境辐射防护规定》编制说明

1 项目背景

1.1 任务来源

为进一步贯彻《中华人民共和国生态环境法典》（自 2026 年 8 月 15 日起施行）和《中华人民共和国核安全法》，防治生态环境污染，保障公众健康和改善生态环境质量，落实高质量发展和高水平保护的要求，生态环境部辐射源安全监管司全面梳理目前的法规标准体系，结合国内核设施的监管现状，针对制定时间久远、适用范围明显发生变化、与现行有效的其他标准要求不一致、与最新生态环保要求不匹配的标准进行修订。辐射源安全监管司于 2025 年下达了核燃料循环前段设施环境辐射防护规定和环境影响评价技术导则的研究任务，并于 2025 年底启动了《核辐射环境质量评价一般规定》（GB 11215-1989）的修订相关工作。

1.2 工作过程

2025 年，辐射源安全监管司下达了核燃料循环前段设施环境辐射防护规定的研究任务。

2026 年 2 月 10 日，辐射源安全监管司在北京组织召开《核辐射环境质量评价一般规定》（修订 GB 11215-1989）开题论证会，确定名称修改为《核燃料循环前段设施环境辐射防护规定》（GB 11215-XXXX）。

2026 年 4 月 10 日，辐射源安全监管司在北京组织召开《核燃料循环前段设施环境辐射防护规定》（GB 11215-XXXX）（征求意见稿）的专家审查会。编制组根据专家意见对征求意见稿进行了修改。

2 标准修订的必要性分析

2.1 经济社会和产业发展的需求

核能作为实现“双碳”目标的重要清洁能源，其安全高效利用是我国能源结构优化的核心支撑，在我国能源领域发挥了越来越重要的作用。作为核电产业上游的核心环节，核燃料循环设施必须要走在前面，为核电机组的稳定运行提供不可或缺的硬件支撑，为核电的积极安全有序发展提供强有力的基础。

GB 11215-1989 发布三十多年来，在一定历史时期对促进我国核与辐射事业的发展、保护生态环境、公众健康等方面发挥了重要作用。从产业发展来看，我国核电装机规模跃居世界前列，核燃料循环体系建设持续推进，放射性废物处置、铀矿冶设施退役、伴生矿监管等领域布局不断完善，核技术应用场景日益多元，原有 1989 版标准已无法匹配核设施类型的多样性评价需求，也与核燃料循环、核电、核技术利用等产业的规范化发展要求脱节，对该标准进行修订是非常必要和迫切的。

GB 11215 的修订接轨国际原子能机构最新安全标准，同步更新国内法规术语与评价方法，既保障核设施全生命周期的生态环境安全，维护公众健康与生态环境稳定，也为核能项

目合规审批、有序建设提供技术依据，夯实核能产业高质量发展的制度基础。

2.2 相关法规、政策规划的要求

根据环办法规〔2024〕24号《加快推动排放标准制修订工作方案（2024-2027年）》的要求，要加快推动我国排放标准体系的完善与升级，确保到2027年我国排放标准与国际先进水平接轨，为实现碳中和目标奠定坚实基础。本次将《核辐射环境质量评价一般规定》（GB 11215-1989）修订为《核燃料循环前段设施环境辐射防护规定》，规范核燃料循环前段设施的排放，能填补行业排放标准的空白，完善核燃料循环前段设施法规标准体系。

GB 11215-1989 制定于上世纪80年代末，适用范围覆盖了核动力厂、铀矿冶、核技术利用等各行业，其主要内容为生态环境影响评价相关规定。伴随着我国核能事业三十多年来的快速发展，各行业普遍遵循“分类管控”的原则，形成了各自完整的监管标准。GB 11215 适用范围内的设施，均形成了环境保护规定与评价导则相结合的监管模式，铀矿冶行业已发布《铀矿冶辐射防护和辐射环境保护规定》（GB 23727-2020）、《环境影响评价技术导则 铀矿冶》（HJ 1015.1-2019）；核电行业已发布《核动力厂环境辐射防护规定》（GB 6249-2025）、《环境影响评价技术导则核电厂环境影响报告书的格式和内容》（HJ 808-2016）；研究堆发布《核动力厂环境辐射防护规定》（GB 6249-2025）、《环境影响评价技术导则 研究堆》（HJ 5.1-2025）；放射性废物处置设施已发布《低、中水平放射性固体废物近地表处置安全规定》（GB 9132）、《环境影响评价技术导则 放射性固体废物近地表处置环境影响报告书的格式与内容》（HJ 5.2-2026）；核技术利用执行《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》（GB 18871-2002）、《辐射环境保护管理导则 核技术利用建设项目环境影响评价文件的内容和格式》（HJ 10.1-2016）。实践证明，各行业形成的环境辐射防护标准与环境影响评价技术导则的标准模式可操作性强，要求精准，更科学合理。因此，对GB 11215-1989进行修订是非常必要和适当的。目前核燃料循环前段设施和后处理也按照这个监管模式架构法规标准体系，拟制定完善后的环境辐射防护标准和评价导则见表1。

核燃料循环前段设施（主要包括铀纯化转化、铀浓缩、燃料元件制造等）与核电厂研究堆、铀矿冶设施、后处理设施等在物料性质、工艺流程、流出物排放的源项释放特征、废物形态以及长期生态环境影响等方面差异显著，国内目前还未专门针对核燃料循环前段设施和后处理设施生态环境管理制定国家标准和评价技术导则，因此相关工作亟待开展。

目前我国已有较为完善的核燃料循环体系，积累了丰富的监管经验，监管单位、设计院、营运单位、评价单位在关键的技术问题上基本达成一致，发布出台相关标准基础成熟。

综合考虑《核辐射环境质量评价一般规定》（GB 11215-1989）涵盖设施法规标准的现状、核燃料循环前、后段设施的法规标准研究基础以及目前行业标准模式等因素，本次将GB 11215-1989修订为《核燃料循环前段设施环境辐射防护规定》（GB 11215-XXXX）。

表1 各类设施的环境辐射防护标准和评价标准汇总表

设施类型	环境辐射防护标准	环境评价类
核技术利用	GB 18871-2002《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》	HJ 10.1-2016《辐射环境保护管理导则 核技术利用建设项目环境影响评价文件的内容和格式》

设施类型	环境辐射防护标准	环境评价类
铀矿冶	GB 23727-2020《铀矿冶辐射防护和辐射环境保护规定》	HJ 1015.1-2019《环境影响评价技术导则 铀矿冶》
核燃料循环前段设施	《核燃料循环前段设施环境辐射防护规定》本次修订	《环境影响评价技术导则 核燃料循环前段设施》正在制定
核电厂	GB 6249-2025《核动力厂环境辐射防护规定》	HJ 808-2016《环境影响评价技术导则 核电厂环境影响报告书的格式和内容》正在修订
研究堆	GB 6249-2025《核动力厂环境辐射防护规定》	HJ 5.1-2025《环境影响评价技术导则 研究堆》
后处理	《后处理设施环境辐射防护规定》正在制定	《环境影响评价技术导则 后处理》正在制定
废物处置设施	GB 9132《低、中水平放射性固体废物的浅地层处置规定》	HJ 5.2-2026《环境影响评价技术导则 放射性固体废物近地表处置环境影响报告书的格式与内容》

2.3 修订后的 GB 11215 与 EJ 1056 的关系

核燃料循环前段设施在设计、建造和运行过程中，均参照《铀加工与燃料制造设施辐射防护规定》（EJ 1056-2018）执行，该标准明确规定了铀加工及燃料制造设施在设计、建造、运行实践中应遵循的辐射防护要求、生态环境保护要求、相关剂量限值和安全防护措施等。从逻辑层面分析，EJ 1056-2018 作为核燃料循环前段设施辐射防护与环境保护的专项执行标准，已形成成熟、规范的要求体系，修订后的 GB 11215 保留了已有设施参照 EJ 1056-2018 执行的部分生态环境保护要求，同时对该标准中缺失的部分进行了补充和规范。

同时，目前我国核燃料循环前段设施已基本按照该标准要求规范执行，若对其中已成熟落地的环境辐射防护要求进行调整，不仅会增加企业执行成本，还可能导致标准衔接断层、管理混乱。基于上述逻辑，本次修订后的《核燃料循环前段设施环境辐射防护规定》对 EJ 1056 中正在执行的环境辐射防护相关要求予以保留，既保障了标准体系的连贯性和一致性，也降低了标准落地执行的难度，确保核燃料循环前段设施的环境辐射防护标准的落地和有序衔接、规范推进。

3 国内外相关标准情况

本次标准修订主要依据国内法律法规，结合国内主管部门的相关要求与核动力厂的管理实践，并参考国际原子能机构（IAEA）和美国核管会（NRC）等国外相关标准和技术文件，进行修订和完善。

3.1 国际原子能机构

IAEA《国际辐射防护和辐射源安全基本安全标准》（《安全标准丛书》GSR Part 3）规定了保护人类免受电离辐射照射有害后果、辐射源安全和保护环境的要求。

2022 年，IAEA 和联合国环境规划署就如何执行 GSR Part 3 有关保护公众及保护环境的规定制定了三份相关的安全导则：1）《公众和环境的辐射防护》（GSG-8），为公众和环境的

保护框架提供了指导；2）《放射性流出物排入环境的监管控制》（《安全标准丛书》GSG-9）就辐射防护原则的适用和与排放控制有关的安全目标以及批准排放的程序提供了指导；3）《设施和活动的预期放射性环境影响评定》（《安全标准丛书》GSG-10），说明了未来放射性环境影响评定的框架和方法。GSR Part 3 的要求以及三个安全导则中提供的建议，为在放射性排放的评定和管理中纳入环境考量提供了基础。在这方面，联合国环境规划署鼓励在其所有成员国实施这些建议，并将相关标准导则作为制定保护环境免受电离辐射有害影响国家法规的基础。

此外，针对核燃料循环设施领域的安全，IAEA 在 2016 年发布了《核燃料循环设施放射性废物处置前管理》（SSG-41），2017 年发布了《核燃料循环设施的安全》（SSR-4）与《核燃料循环研发设施的安全》（SSG-43），2023 年发布了《铀燃料制造设施的安全》（SSG-6（Rev. 1）），2024 年发布了《转换设施和铀浓缩设施的安全》（SSG-5（Rev. 1）），这些导则中包含了对各类具体核燃料循环设施的环境辐射防护管理要求。

3.2 美国

美国联邦法规《核燃料循环各生产环节正常运行的环境辐射防护要求》40 CFR 190 规定了核燃料循环设施运行中产生的放射性废物对公众的剂量限值。

（1）正常运行的环境辐射防护要求方面：美国核设施放射性流出物的管控以剂量管理为主，主要根据 3 个技术法规：40 CFR 190（核能运行环境辐射防护标准，美国环境保护署（EPA）归口，1977 年发布）；10 CFR 50（生产和利用核设施国内许可，美国核管理委员会（NRC）归口，1956 年发布）；10 CFR 20（辐射防护标准，NRC 归口，1991 年发布）。

（2）厂址选择的环境辐射防护要求方面：主要包括了 10 CFR 100（厂址选择准则）、10 CFR 50（生产和利用核设施国内许可，NRC 归口，1956 年发布）。

（3）流出物排放管理要求：主要为 10 CFR 20 附录 B 表 2 中的限值（包括气态或液态）。

（4）其他核燃料循环设施环境辐射防护相关导则包括：RG3.67（燃料循环及材料设施应急计划标准格式及内容）、RG3.74（核燃料循环设施变更程序导则）、RG4.16（核燃料循环设施液态和气载流出物中放射性物质监测和报告）等。

3.3 我国相关法规标准

《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》（GB 18871-2002）规定了辐射防护原则、公众剂量限值。《辐射环境监测技术规范》（HJ 61-2021）规定了包括铀纯化、铀转化、铀浓缩、铀元件制造设施流出物监测与辐射环境监测在内的监测要求，具体提供了采样与预处理方法、测量分析方法、数据处理与结果表示、质量保证与报告编写等方面的要求。

国内目前没有专门针对核燃料循环前段设施所排放的氨、氮氧化物和氟化物等化学污染物的排放标准以及危险物质的风险评价标准。但在《污水综合排放标准》（GB 8978-1996）、《大气污染物综合排放标准》（GB 16297-1996）、《恶臭污染物排放标准》（GB 14554-93）和《建设项目环境风险评价技术导则》（HJ 169-2018）中均对相关污染项目的排放要求和危险物质的风险评价方法进行了规定。

本次修订充分考虑了国内相关法律法规标准的要求，结合核燃料循环前段设施的工艺运行和管理实践，在标准中提出了具体要求。

4 标准修订原则和技术路线

4.1 标准修订原则

（1）规范性

本次修订遵循《中华人民共和国标准化法》《强制性国家标准管理办法》以及《标准化工作导则 第1部分：标准化文件的结构和起草规则》（GB/T 1.1-2020）的相关要求，删除了原标准中现行法律法规规定之外的行政许可和管理要求。

（2）协调性

随着新法律法规标准的不断推出，有关环境辐射防护的相关要求也在不断提升。本次修订切实考虑了核燃料循环前段设施法律法规标准体系的现状，增加了核燃料循环设施环境辐射防护的相关要求，使有关定义及条款与其他法律法规标准要求保持一致，编制过程中也关注相关内容的协调性。

（3）实用性

本标准结合国内外核燃料循环设施环境辐射防护要求的最新进展，在前期充分调研的基础上，总结了国内实践经验和成果，规定了适用于核燃料循环前段设施的场址选择、设计、建造、运行、退役等活动的环境辐射防护要求，属于强制性国家标准，修订增强了各条款的可操作性和实用性，能满足实际工作的需要。

4.2 标准修订技术路线

（1）开展国内外核燃料循环设施环境辐射防护相关法律法规和标准导则、文献、相关机构出版物的收集与整理。

（2）在对法规标准等研究分析的基础上，通过实地调研、专家咨询等方式，围绕我国核燃料循环设施选址假想事故源项分析、正常运行环境辐射防护要求、事故工况的环境辐射防护要求等内容开展专题研究。

（3）针对标准修订过程中需要讨论的重大问题，通过专家咨询、研究论证等方式进行充分讨论，确定解决方案。

（4）标准修订及其修订说明的编制工作。

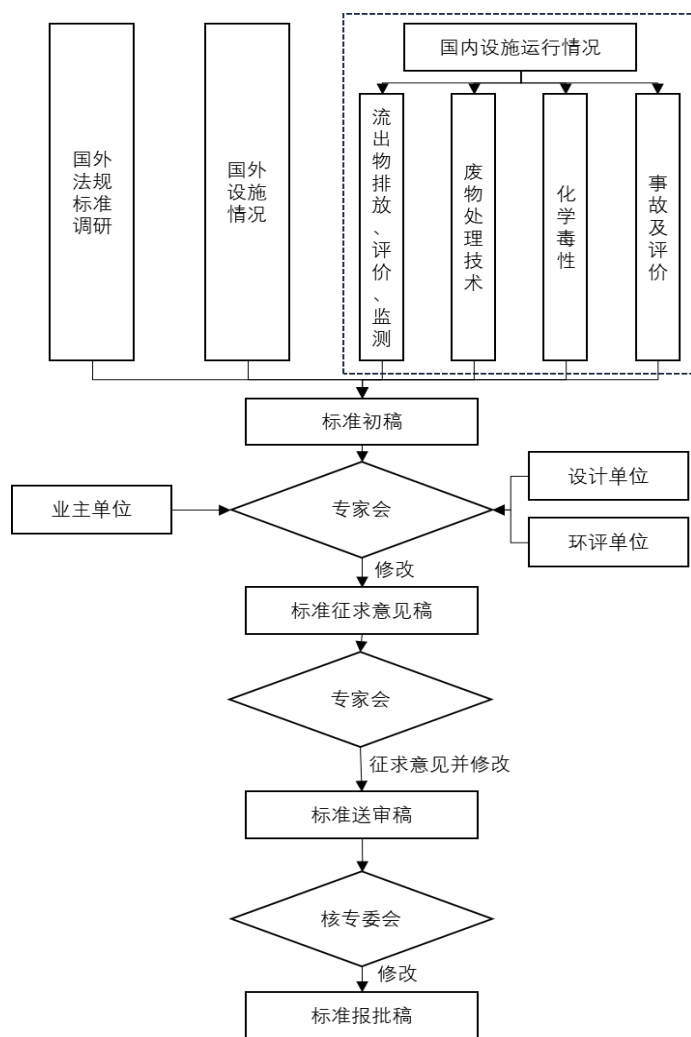


图 1 标准修订技术路线图

5 标准主要技术内容

5.1 章节结构

本次修订变化较大，重新调整了框架结构，主要章节结构变化对比如下：

表 2 原标准与修订后标准的章节设置对比表

章节设置	原标准	章节设置	修订后标准
1	主要内容与适用范围	1	适用范围
2	术语	2	规范性引用文件
3	评价范围与评价子区	3	术语和定义
4	评价的剂量基本标准、指标和方法	4	辐射防护和化学污染防治总体要求
5	基础资料	5	场址选择一般要求

章节设置	原标准	章节设置	修订后标准
6	源项	6	运行状态下的辐射防护和化学污染防治要求
7	环境监测	7	事故情况下辐射防护和生态环境风险防控要求
8	剂量评价	8	流出物排放管理和流出物及化学污染物监测
9	评价结论和建议	9	生态环境监测
10	核辐射环境质量评价工作的管理	10	放射性固体废物管理
		11	退役
		附录 A	设计扩展工况及源项
		附录 B	大气毒性终点浓度值

5.2 适用范围

本次修订将原标准的定位从通用的辐射评价类标准变更为更加精准定位核燃料循环前段设施的排放类标准，因此适用范围由原来的核燃料循环系统的各个单位，陆上固定式核动力厂和核热电厂单位，拥有生产或操作量相应于甲、乙级实验室（或操作场所）并向环境排放放射性物质的研究、应用单位，调整为核燃料循环前段设施（铀纯化、铀转化、铀浓缩、核燃料元件加工制造以及配套设施），由原标准宽泛的适用范围到目前可以聚焦的拟议标准适用范围。

5.3 规范性引用文件

本次修订仍基于《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》（GB 18871）的基本要求，同时标准对涉及的化学污染物的排放标准、危险物质风险评价以及废物管理和监测相关的国家标准和行业标准均进行了引用。并根据 GB/T 1.1-2020 的要求删除了所共有引用标准年号，使之适用于引用国标和行业标准未来可能的修订版本。

5.4 术语和定义

本次修订增加、修改了若干术语和定义，修订后术语和定义共 8 条。

（1）新增的术语和定义

本次修订新增了核燃料循环前段设施、流出物、设计基准事故、设计扩展工况、危险物质、大气毒性终点浓度、槽式排放口、外排口监测点位等 8 条术语和定义。

新增“核燃料循环前段设施”定义。该术语不是一个真正意义的定义，是一个本标准包括的设施类型的说明，该说明与《核燃料循环前段设施安全分析报告标准格式与内容》（HAD 301/01）一致。

新增“流出物”、“危险物质”、“大气毒性终点浓度”定义。这几条定义主要是针对污染物排放和评价相关的术语。核燃料循环前段设施不仅有放射性流出物，工艺过程涉及一些化学物质的使用和排放，有些化学物质还是危险物质，因此在本标准中针对这些化学物质使用导致的排放和评价用到的术语进行了规定。流出物术语定义来自《电离辐射防护与辐射源安

全基本标准》(GB 18871), 危险物质和大气毒性终点浓度术语定义均来自《建设项目环境风险评价技术导则》(HJ 61)。

新增了事故评价相关的术语定义“设计基准事故”、“设计扩展工况”。主要用于事故评价。该两条术语定义均来自国际原子能机构的《核燃料循环设施的安全》(SSR-4)。

新增“槽式排放口”、“外排口监测点位”定义, 槽式排放口术语定义来自《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB 18871), 外排口监测点位术语定义来自《排污单位自行监测技术指南 总则》(HJ 819)。这两条定义主要是针对液态流出物或废水排放的监测位置进行了明确规定。

(2) 修改删除的术语和定义。

删除了原标准中环境质量、环境质量评价、环境影响评价、核辐射环境质量评价等辐射环境影响评价相关的 18 条术语。

5.5 辐射防护和化学污染防治总体要求

本次修订适用的核燃料循环前段设施, 需满足实践的正当性原则, 在考虑了经济和社会因素之后, 个人受照剂量的大小、受照射的人数以及受照射的可能性均应保持在可合理达到的尽量低的原则, 同时遵守 GB 18871 的基本要求。

随着科技进步, 人工智能、自动化技术的不断发展, 生产设施的自动化水平应该不断进步和提升, 尤其在铀纯化转化、核燃料元件加工制造设施的工艺过程涉及许多化工工艺和危险物质的使用和排放, 因此应在设计上通过借助一些科技手段来降低潜在的生态环境影响和风险。同时核燃料循环前段设施在设计上要考虑以密封为方法的包容设计, 防止放射性污染的扩散。

对于核燃料循环前段设施, 需要考虑放射性流出物的优化, 同时遵循废物最小化原则。

对于核燃料循环前段设施的放射性废液, 基本原则是尽可能回收其中的铀, 其次对于废水要尽可能地实现循环利用, 减少外排, 包括放射性液态流出物和生产废水。

监测作为核燃料循环前段设施运行状态监管的一个重要手段, 要准确、及时、全面地反映设施的运行情况, 覆盖所有时段、重要活动、关键核素。对于核燃料循环前段多设施的核基地, 要全场址统筹考虑流出物监测和生态环境监测, 包括监测能力、组织机构。

本次修订根据核燃料循环前段设施的特点, 增加了关于化学污染物和危险物质的相关要求。包括正常生产工艺涉及一些化学物质使用导致的污染物排放以及在事故情况下六氟化铀遇水反应后生成的可溶性铀、氟化氢等危险物质的化学毒性。

5.6 场址选择要求

根据《中华人民共和国生态环境法典》(自 2026 年 8 月 15 日起施行), 应建立“三线一单”分区管控体系(生态保护红线、环境质量底线、资源利用上线、生态环境准入清单), 因此在本次修订中增加了关于场址选择方面对生态环境分区管控的要求。

核燃料循环前段设施在场址选择满足分区管控要求的同时, 还应从场址所在区域的地质、地震、水文、气象、交通运输、土地和水的利用、场址周围生态环境、外部事件等方面开展场址选择的论证。

核燃料循环前段设施场址选择还应选取保守的事故源项开展评价, 确定场址的适宜性,

并增加了正常运行的流出物排放、化学污染物排放、液态流出物排放口选择的要求，以及事故工况下的放射性物质和危险物质释放对生态环境和公众的影响。

结合我国核燃料循环前段设施已有场址经验，在场址选择时应充分考虑场址区域的发展规划，尽量建在人口密度相对较低、离大城市较远的地点，避免出现距离城市高密度人口区过近的问题。

5.7 运行状态下的辐射防护和化学污染防治要求

（1）剂量约束的确定

IAEA《放射性流出物排入环境的监管控制》（GSG-9）建议，根据各国核燃料循环设施中通常用于优化的个人辐射量的最大水平，建议每年 0.3mSv 作为恰当的默认值，同时也给出了特定设施的剂量约束与一般剂量约束值之间的关系，见图 2。需要说明的是该值是针对设施而言的。

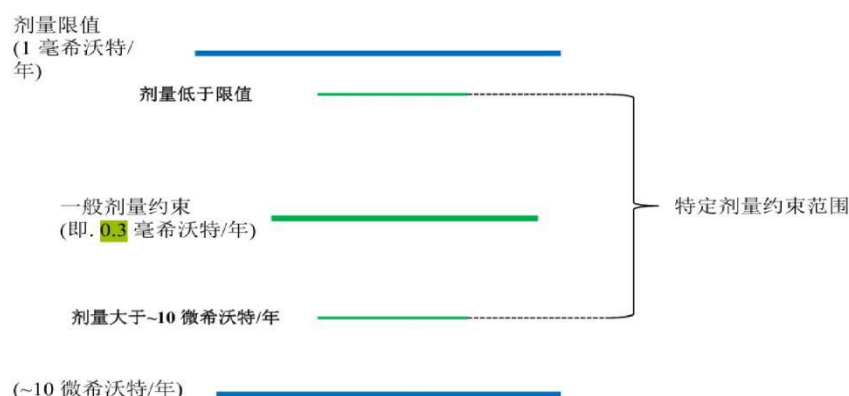


图 2 特定设施的剂量约束和一般剂量约束值之间的关系

美国 40 CFR 190 中规定，整个燃料循环中任何公众成员的年剂量当量小于 0.25 mSv，该值针对厂址所有核设施排放所致公众辐射剂量目标。

英国环境署（Environment Agency）官网给出的《人员与环境的辐射防护：通用制定原则》指出：

公众成员的有效剂量限值为：1mSv/a。

在放射性排放监管的规划阶段，应用以下两个公众剂量约束：

- 1）拟议的新源的排放或直接照射：0.3mSv/a
- 2）单一场址剂量约束：0.5mSv/a

英国核燃料循环前段设施中包括反转化设施或尾料管理设施，其用途为处理贫化六氟化铀（“六氟化铀尾料”），并将其转化为低危害的八氧化三铀材料，用于长期储存，或在未来有需要时重新引入浓缩过程。

国内目前核燃料循环前段设施主要参照《铀加工与燃料制造设施辐射防护规定》（EJ 1056-2018），该标准中明确铀加工及燃料制造设施向环境释放的放射性物质，对公众成员关键人群组造成的年有效剂量约束值为 0.2mSv。本次修订统计了我国已有前段设施厂址剂量约束值的设置情况和剂量约束的占比情况，剂量约束基本均在 0.2mSv/a，剂量占比均小于

10%。

关于正常运行的公众剂量约束，主要考虑以下几个方面：

1) 我国核燃料循环前段设施确定的剂量约束值低于 IAEA《放射性流出物排入环境的监管控制》(GSG-9) 推荐的剂量约束值 0.3mSv/a 水平，本标准所包括的核燃料循环前段设施跟美、英等国家的设施类别不同，不能直接参照国外的管理要求，应根据我国的现状制定合理的剂量约束值。

2) 目前的各个厂的剂量约束均遵从 EJ 1056-2018 的规定，即铀加工及燃料制造设施向环境释放的放射性物质，对公众成员关键人群组造成的年有效剂量约束值为 0.2mSv。本次标准制修订保持了与原执行标准的衔接和一致性。

3) 综合我国前段设施正常运行排放源项导致的辐射影响均远小于 0.2mSv/a，从管理的角度出发，不应放松要求，认为铀纯化转化、铀浓缩、核燃料元件加工设施任何场址的所有生产线向环境释放的放射性核素对公众中任何个人造成的有效剂量，每年不超过 0.2 mSv/a 是合适的。具体生产线剂量约束值根据生产线能力、排放特点以及厂址条件综合考虑确定。

(2) 流出物排放量

本次修订调研了英国、法国和美国等国外核燃料循环前段设施公开的流出物排放情况，全面梳理了国内营运单位多年气、液态流出物排放数据，结合发展趋势和工艺技术路线，综合分析后按照铀纯化转化设施、铀浓缩设施、核燃料元件加工设施分别给出了各类设施的气、液态流出物排放量，严格流出物管理。

英国主要有斯普林菲尔德工厂 (Springfields Works)，未见英国核燃料循环前段设施的公开环境影响评价报告或监测年报。根据新闻报道，斯普林菲尔德工厂 (Springfields Works) 在环境许可下运营，铀排放限值为 0.04TBq/a，较六年前的 0.1TBq/a 有所降低。

法国有 TU5 转化设施、乔治·贝斯二号 (GB II) 气体离心法六氟化铀富集设施、乔治·贝斯扩散法铀浓缩设施、罗马尔桑核燃料制造厂。法国各核燃料核燃料循环设施许可通常规定，流出物的月排放量不得超过对应年度限值的 1/6。法国各个厂的排放限值见表 3-6。

表 3 TU5 厂房烟囱排放口处年度限值

核素类别	气载年排放活度 (MBq/a)	液态活度浓度 (Bq/L)	液态年输送活度 (GBq/a)
铀同位素	1.2	330	0.15
超铀元素	0.8	150	0.13
裂变产物	3.1	50000	0.5

表 4 乔治·贝斯扩散法铀浓缩设施排放限值

参数	年度排放活度 (MBq/a)			
	U 附件区	充气车间	热电站 (4 号锅炉)	DRP 实验室
铀同位素	50	15	25	10

表 5 法国罗马尔桑核燃料制造厂

	铀同位素	超铀元素	裂变产物
气载流出物限值	80MBq	3MBq	12MBq
液态流出物限值	1.5GBq	3MBq	0.2GBq

表 6 GB Ⅱ 2018-2020 年大气中铀同位素放射性活度排放数据及法定限值

年份	铀放射性活度 (MBq) -南区	铀放射性活度 (MBq) -北区	铀放射性活度 (MBq) -RECII 车间
2018	4.73×10^{-3}	5.89×10^{-3}	5.94×10^{-3}
2019	6.73×10^{-3}	6.22×10^{-3}	5.45×10^{-3}
2020	4.77×10^{-3}	6.35×10^{-3}	8.45×10^{-3}
平均值	5.41×10^{-3}	6.15×10^{-3}	6.61×10^{-3}
2007-DC-0073 号决 定限值	5.8	7.4	1.3

美国在运行的有 1 个六氟化铀转化设施（霍尼韦尔集团梅特罗波利斯工厂 Honeywell Metropolis Works, MTW）、1 个离心铀浓缩设施（URENCO-USA）、5 个铀燃料元件设施（① 环球核燃料美洲有限责任公司 Global Nuclear Fuel-Americas, LLC. Wilmington Fuel Fabrication Facility；② 西屋电气公司有限责任公司，哥伦比亚燃料元件制造厂 Westinghouse Electric Company, LLC. Columbia Fuel Fabrication Facility；③ 核燃料服务公司 Nuclear Fuel Services, Inc；④ BWXT 核运营集团公司 BWXT Nuclear Operations Group, Inc；⑤ 法马通公司 Framatome, Inc.）

美国 10 CFR part 20.1302 规定，在无限制区域边界释放的气体和液态流出物中的放射性物质年平均浓度不超过第 20 部分附录 B 表 2（10 CFR 20 Appendix B, Table 2）中规定的数值。该浓度指全年吸入/摄入该浓度核素的情况下，所致剂量为 0.5 mSv，即公众剂量限值。

对于铀燃料前段设施，通常关注的核素为 U-234、U-235、U-236、U-238，其对应的浓度限值，详见表 7。

表 7 美国 EPA 铀同位素流出物排放限值

核素	类别	气载流出物浓度		液态流出物浓度		向下水道的排放	
		$\mu\text{Ci/mL}$	Bq/m^3	$\mu\text{Ci/mL}$	Bq/m^3	$\mu\text{Ci/mL}$	Bq/m^3
U-234	D	3.00E-12	1.11E-01	3.00E-07	1.11E+04	3.00E-06	1.11E+05
	W	1.00E-12	3.70E-02	—	—	—	—
	Y	5.00E-14	1.85E-03	—	—	—	—
U-235	D	3.00E-12	1.11E-01	3.00E-07	1.11E+04	3.00E-06	1.11E+05
	W	1.00E-12	3.70E-02	—	—	—	—
	Y	6.00E-14	2.22E-03	—	—	—	—
U-236	D	3.00E-12	1.11E-01	3.00E-07	1.11E+04	3.00E-06	1.11E+05
	W	1.00E-12	3.70E-02	—	—	—	—
	Y	6.00E-14	2.22E-03	—	—	—	—
U-238	D	3.00E-12	1.11E-01	3.00E-07	1.11E+04	3.00E-06	1.11E+05
	W	1.00E-12	3.70E-02	—	—	—	—
	Y	6.00E-14	2.22E-03	—	—	—	—

对于 U 化合物，D 类铀化合物指 UF_6 、 UO_2F_2 、 $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ ，W 类铀化合物指 UO_3 、 UF_4 、 UCl_4 ，Y 类铀化合物指 UO_2 、 U_3O_8 。

美国环球核燃料美洲公司流出物排放浓度和限值详见表 8。

表 8 环球核燃料美洲公司流出物排放浓度和限值

途径	核素	浓度 ($\mu\text{Ci/mL}$)	浓度 (Bq/m^3)	限值 ($\mu\text{Ci/mL}$)
气载	U-234	4.53E-15	1.68E-04	5E-12
	U-235	1.90E-16	7.03E-06	6E-12
	U-236	2.11E-18	7.81E-08	6E-12
	U-238	6.11E-16	2.26E-05	6E-12
液态	U-234	2.03E-08	7.51E+02	3E-07
	U-235	8.49E-10	3.14E+01	3E-07
	U-236	9.47E-12	3.50E-01	3E-07
	U-238	2.73E-09	1.01E+02	3E-07

根据《美国联邦法规》10 CFR 20.1302, GNF-A (Global Nuclear Fuel-Americas, LLC., 环球核燃料美洲公司) 被授权在评估最近厂界处的气态放射性活度时, 对烟囱排放的实测值采用 100 倍稀释因子进行计算。

该文件同时说明, 实践经验表明, 几乎所有材料设施被许可方均能将目标切实控制在 10 CFR 20 附录 B 表 2 第 1、2 列数值的 10% 至 20% 及以下。

根据国外调研发现, 法国和英国的核燃料循环前段设施采用了跟我国相同的管理方式, 气载流出物采用总量控制, 液态流出物采用浓度和总量两个控制指标。美国的管理则不同, 采用流出物中各个核素浓度进行控制。国外的部分设施涉及堆后铀, 其排放控制与我国核燃料循环前段设施的排放不同。

本次修订结合国内各类设施运行经验, 在实际运行流出物排放数据做一定的保守考虑后给出了我国核燃料循环前段设施气载和液态流出物年排放量的归一化值, 用于指导设计, 详见表 9。

表 9 核燃料循环前段设施流出物总 U 排放量控制值

(单位: $\text{Bq}/100\text{tU}^{1)}$ 或 $\text{Bq}/100\text{tSWU}^{2)}$

流出物类型	铀纯化设施	铀转化设施	铀浓缩设施	元件制造设施	
				干法	湿法
气态流出物	1.0×10^8	1.0×10^8	3.0×10^7	1.0×10^8	2.0×10^8
液态流出物	1.0×10^7	1.0×10^6	\	8.0×10^6	2.5×10^7
注 1) 100t (U) 指 100t 金属铀, 铀纯化、铀转化、元件制造设施按照 $\text{Bq}/100\text{tU}$ 控制。 注 2) 100tSWU 指 100 吨分离功, 铀浓缩设施按照 $\text{Bq}/100\text{tSWU}$ 控制。					

(3) 放射性废水处理技术和液态流出物排放浓度控制值

本次修订调研了国内外核燃料循环前段设施产生的含铀废水的处理技术和可达到的浓度水平。并根据调研和国内实践情况给出了液态流出物的排放控制要求。

1) 含铀废水处理技术

①传统化学/物理法 (主流、成熟)

化学沉淀法, 采用加沉淀剂 (NaOH 、 $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 、磷酸盐、碳酸盐), 生成重铀酸盐/铀酸盐沉淀分离。优点: 工艺简单、成本低、适合高浓度/大水量预处理。缺点: 去除率约

80% - 95%，难达标；产大量放射性污泥，需后续固化；二次污染风险。

还原固化法，将可溶性 U (VI) 还原为难溶 U (IV) (如零价铁、亚硫酸盐、微生物)，生成 UO_2 沉淀固定。优点：减容比高、稳定性好、适合中高浓度废水。缺点：需严格控制氧化还原电位；药剂成本较高；污泥需固化处置。

蒸发浓缩法，采用加热蒸发水分，铀盐浓缩结晶，冷凝水达标排放。优点：去污因子高 ($\text{DF} > 10^4$)、减容显著、适合高放射性/小水量。缺点：能耗极高、设备腐蚀结垢、运行成本高；仅用于高浓废液。

②物化深度处理（低浓度/深度达标）

离子交换法，树脂再生回收铀。优点：选择性强、去除率 > 99%、适合低浓度 ($\mu\text{g/L}$ 级) 深度处理；可回收铀。缺点：树脂易中毒污染、再生频繁、成本高；对有机物/高价离子敏感。

吸附法，利用活性炭、生物炭、偕胺肟纤维、金属氧化物、黏土矿物等吸附剂，通过络合/离子交换/物理吸附固着铀。优点：工艺简单、成本低、材料来源广；适合低浓度/事故应急；新型材料 (如 MOFs、磁性纳米材料) 吸附容量高、选择性好。缺点：吸附容量有限、再生困难、固废量大；低 pH 下吸附效率下降。

膜分离法，利用微滤 (MF) /超滤 (UF) /纳滤 (NF) /反渗透 (RO) /电渗析 (ED) 膜的筛分/溶解扩散/离子选择性截留铀酰离子或络合物。优点：无相变、能耗低、自动化程度高，可将铀降至 ng/L 级，适合低浓度深度处理。缺点：膜污染严重、进水预处理要求高、运行成本高；浓水需后续处理。

③生物/电化学法（绿色、新兴）

微生物法，微生物 (硫酸盐还原菌、放线菌、真菌) 通过生物吸附、还原、矿化固定铀。优点：环境友好、无二次污染、成本低、可原位修复；适合低浓度/大面积污染水体。缺点：周期长、受环境 (pH/温度/毒性) 影响大；多处于实验室/小试阶段。

电化学法，电沉积、电吸附、电还原。优点：去除率 > 97%、可回收铀、占地小、无药剂二次污染；适合中低浓度废水。缺点：能耗较高、电极成本高、规模化应用受限。

微生物电化学法 (SMEC)，利用微生物氧化与铀还原空间解耦，阳极产电、阴极还原铀，同步回收铀与产电能。优点：高效 (去除率 > 90%)、低能耗、可持续；适合低浓度含铀废水。缺点：技术新、运行稳定性与规模化需验证。

④联用工艺（工程主流、高效稳定）

可采用几个工艺联合使用达到处理要求，如化学沉淀 + 离子交换、超滤 + 纳滤 + 离子交换、吸附 + 膜分离。

综合以上，含铀废水处理技术总结如下：

高浓度 ($> 10 \text{ mg/L}$)、大水量：优先化学沉淀。

中低浓度 ($0.1 - 10 \text{ mg/L}$)、需回收铀：选离子交换、电化学、吸附。

低浓度 ($< 0.1 \text{ mg/L}$)、深度达标：用纳滤/反渗透、离子交换、新型吸附材料。

低浓度、大面积、原位修复：微生物法、植物修复。

2) 国内废水处理情况

国内核燃料循环前段设施含铀废水区分为两大类，一类为废液中铀浓度水平较高，有回

收利用价值的部分，通过废水处理技术回收部分的铀。另一类为废液中铀浓度水平较低，通过废水处理设施处理后达到排放标准。我国各个厂的含铀废水处理设施根据废水排放控制要求，采取了以沉淀、离子交换、膜处理技术等各种工艺组合的方式，各厂采取废水处理技术后，铀均满足小于 $50\mu\text{g/L}$ ，氟均满足小于 10mg/L 的水平。

国内存在个别厂产生的废水排入天然蒸发池的情况，考虑到进入蒸发池的液态流出物未直接进入生态环境，因此在控制排放上保持与废水处理设施的出口浓度一致，即废水处理设施处理达标后通过槽式排放进入蒸发池。根据已有蒸发池的运行经验，目前的排放浓度均可控制在 $50\mu\text{g/L}$ （5%丰度及以下）。

关于液态流出物中放射性的控制浓度主要从以下几个方面考虑：

①前段设施废液处理设施出口浓度一直参照 EJ 1056-2018 的要求执行铀浓度不超过 $50\mu\text{g/L}$ （5%丰度及以下），且液态流出物需采用槽式排放。本次制修订保持了与之前执行标准的延续性和一致性。但考虑到排放至环境的控制点为槽式排放口，因此，本次修订确定为槽式排放口处总铀浓度不应超过 $50\mu\text{g/L}$ 。

②根据目前的实践看，废水处理设施排出口排出的液态流出物中铀浓度均满足不超过 $50\mu\text{g/L}$ （5%丰度及以下）的要求，能保证在槽式排放口达到 $50\mu\text{g/L}$ （5%丰度及以下）的要求。

③从生态环境保护的要求出发，废水处理的技术能满足目前要求的浓度水平，不应放松监管要求。

④结合国外的调研，国外含铀废水的排放限值有 200Bq/L 、 330Bq/L ，我国的液态流出物中的铀浓度控制值低于国外的控制值。

综合以上几个方面，液态流出物中铀-235 丰度小于 5%时，对于受纳水体为河流、海洋以及排往天然蒸发池的核燃料循环前段设施，其槽式排放口处总铀浓度不应超过 $50\mu\text{g/L}$ 的控制值是合适的。

同时对国内已有工程实践情况进行全面梳理的基础上提出了一些特殊情况下的排放控制要求，主要包括以下三种情况：

①对于液态流出物中铀-235 丰度大于 5%时，在槽式排放口的浓度不应高于 $50\mu\text{g/L}$ 对应的比活度浓度。

②对于处理达标后进入蒸发池的情况，要求对蒸发池的底泥定期进行清理，避免底泥的放射性水平随时间累积提高。

③对于处理后达标的液态流出物进入当地地方污水处理厂的情况，应从严控制排放浓度，需要在进入污水处理厂外排口监测点位处总 $\alpha \leq 1\text{Bq/L}$ ，其他水污染物指标应满足污水处理厂的接收要求。

5.8 化学污染物的防治要求

《生态环境法典》第一百五十一条规定，排放污染物，应当符合污染物排放标准、重点污染物排放总量控制指标、排污许可管理和有关法律、法规、规章的要求。核燃料循环前段设施工艺原材料涉及氟化氢、硝酸、氨等，贮存过程以及使用过程中均会产生一些化学污染物，大气污染物主要是氟化物、氮氧化物、氨。水污染物主要是氟化物、氨氮等。针对这些污染物的排放要求主要从两个方面考虑：

一是大气和水污染物的排放标准。对于大气和水中污染物的排放，各个行业一般有自己

行业的大气污染物排放标准和水污染物排放标准。针对没有行业排放标准的，一般按照国家标准执行，大气污染物按照《大气污染物排放标准》(GB 16297)执行，水污染物是按照《污水综合排放标准》(GB 8978)执行，如果地方有相关污染物排放标准的，还应执行地方的相关排放标准。核燃料循环前段设施大气污染物中的氨是一种恶臭气体，国家标准《恶臭污染物排放标准》(GB 14554)对氨的排放标准有明确要求。

二是重点污染物排放总量控制指标。对于重点污染物排放总量控制指标，需要在建设项目运行前取得与建设项目排放相匹配的排放指标。

综合以上因素，结合我国在运行核燃料循环前段设施排放情况提出了化学污染物的排放控制要求。

5.9 事故情况下辐射防护和生态环境风险防控要求

(1) 事故评价体系

国内目前现行有效对核燃料循环的事故有明确规定的法规文件《核燃料循环前段设施安全分析报告标准格式与内容》(HAD 301/01-2021)，该文件对于事故的分级分类主要参照国际原子能机构的《核燃料循环设施的安全》(SSR-4)。

IAEA SSR-4 建立了“始发事件-设计基准事故-设计扩展工况”三级递进式事故评价体系，以纵深防御为核心，覆盖设施全寿期风险控制，确保环境辐射防护与公众安全。

其中，设计基准事故指按照确定的设计准则和保守方法学设计设施时加以防范的导致事故工况的假想事故。出现这种工况时，放射性物质的释放被保持在可接受限值以内。

设计扩展工况不在设计基准事故考虑范围但在设施设计过程中根据最佳估计方法学加以考虑的假想事故工况。出现这种工况时，放射性物质的释放被保持在可接受限值以内。设置设计扩展工况的目的是增强核燃料循环设施在不造成不可接受的后果情况下能承受比设计基准事故更严重或涉及更多故障的事故的能力，从而进一步加强核燃料循环设施的安全。必须使用设计扩展工况来确定将在设计中处理的更多事故假想方案和对制定防止这类事故或减轻其后果的实际规定做出规划。

IAEA 的 SSR-4 文件明确厂外应急主要针对以下几类：

- ①乏燃料后处理设施
- ②钚、MOX（混合氧化物）燃料制造/处理设施
- ③高放废物处理、整备、贮存设施
- ④大量高富集铀、钚等易裂变材料加工/贮存设施
- ⑤可能发生早期释放、大量放射性释放的设施

对于以下四类设施是不要求厂外应急的：

- ①天然铀开采、选矿、转化设施
- ②低富集铀燃料制造设施
- ③低活度实验室、研发设施
- ④危害低、无厂外释放风险的设施

SSR-4 针对不考虑场外应急的设施，主要是按照正常运行、预计运行事件（AOO）、设计基准事故（DBA）、设计扩展工况（DEC）来考虑的。没有场外应急的设施状态见图 3。



图 3 没有场外应急设施的状态

基于以下考虑给出了核燃料循环前段设施事故评价的体系：

①国内核燃料循环前段设施目前的设计，基本按照 SSR-4 的始发事件、设计基准事故、设计扩展工况的体系开展设计和事故分析，对于设计基准事故和设计扩展工况均按照放射性物质的释放被保持在可接受限值以内。

②根据《民用核燃料循环设施分类原则与基本安全要求（试行）》，我国的核燃料循环前段设施分别属于三类和四类核燃料循环设施，均按照没有厂外应急设施来管理的，与国际原子能机构的 SSR-4 中没有场外应急的事故评价的管理体系是一致的。

③保持与《核燃料循环前段设施安全分析报告标准格式与内容》（HAD 301/01-2021）文件对事故管理的匹配性。

④同时兼顾了新场址选择时对事故选取和评价的考虑。

综合以上，核燃料循环前段设施采用国际原子能机构的 SSR-4 的事故评价体系是合适的。

（3）事故剂量控制值

本次修订新增事故工况的环境辐射防护要求。关于事故剂量控制值主要从以下三个方面考虑：

一是根据《民用核燃料循环设施分类原则与基本安全要求（试行）》，核燃料循环前段设施分别属于该要求的三类和四类设施。该两类设施具有潜在厂内显著辐射风险或后果，或具有临界危害；仅具有厂房内辐射风险或后果，或具有常规工业风险等，其应急状态一般分为应急待命和厂房应急，也可能包括局部区域场区应急。一般不考虑场外应急情况。

二是根据核燃料循环前段设施已有环境影响评价报告中对临界事故、六氟化铀泄漏事故和爆炸事故的分析结论得出，我国核燃料循环前段设施在发生临界事故、六氟化铀泄漏事故和爆炸事故时，在事故的整个持续时间内厂区边界处公众可能受到的有效剂量均小于 10mSv。目前核燃料循环前段设施事故剂量控制也是采用通用干预水平 10mSv 作为事故剂量控制值。

三是目前小堆等不具有场外应急风险的核设施事故剂量控制原则也采用上述理由确定。

综合以上，核燃料循环前段设施事故剂量控制采用 10mSv 的通用干预水平作为事故剂量控制值是适宜的。

（4）事故类别

纯化转化设施主要是六氟化铀大量泄漏事故和还原流化床爆炸事故、浓缩设施主要是六氟化铀大量泄漏事故和临界事故，元件加工制造设施主要是六氟化铀大量泄漏事故、转炉爆炸事故和临界事故。

1) 临界事故

本次修订增加了临界事故的分析，关于核燃料循环前段设施临界事故源项主要从以下几个方面考虑：

本次修订调研了国外的临界事故，2000 年前发生的临界事故主要来自原子能出版社出版的《核临界事故回顾》，对上世纪发生的 22 起临界事故发生过程进行了详细汇总。针对核燃料循环前段设施发生的最大临界事故为日本东海村 JCO 燃料制造厂，裂变次数为 $2.5\text{E}+18$ ，原因为过量加入。2000 年以后没有公开报道的临界事故。

《辐射防护手册 第三分册》11.5.3 节假定的临界事故裂变总次数中表 11.18 中对浓缩铀燃料制造设施的临界事故次数做了明确假定，U-235 丰度 5% 及以下的，持续时间在 20min 以内的按照 $1\text{E}+18$ 次考虑。该手册中临界次数的假定也是基于对国外 8 次离堆临界事故统计分析的基础上给出的。

我国核燃料循环前段设施的临界事故在国外事故的经验反馈基础上，在设计中考虑了几何控制、浓度控制、质量控制、毒物控制、慢化剂控制及联合控制等方面。确定针对 5% 丰度及以下临界事故的临界次数，浓缩厂的临界次数确定为 $1\text{E}+18$ 次，将元件厂的临界次数确定为 $3\text{E}+18$ 次。根据该假定的临界次数，我国核燃料循环前段设施的临界事故后果预测均满足事故剂量控制值的要求。

综合以上因素，本标准针对 5% 丰度及以下的核燃料循环前段设施推荐的临界次数为：浓缩厂为 $1\text{E}+18$ 次，元件厂为 $3\text{E}+18$ 次。

2) 六氟化铀泄漏事故

本次修订增加了六氟化铀泄漏事故的分析。关于六氟化铀泄漏事故主要调研了国外发生情况，以及我国在运行核燃料循环前段设施发生六氟化铀泄漏事故的预测后果，并结合目前的核燃料循环前段设施六氟化铀泄漏事故假设情况给出评价源项。

六氟化铀泄漏事故的国外调研分为两部分，根据《国外六氟化铀泄漏事故调研分析》中对 1944 年至 1987 年共 44 年间国外发生的 UF_6 泄漏事故计 48 次的总结以及 2000 年至今发生的事故总结（见表 10），得出以下主要结论：

六氟化铀泄漏事故时有发生，包括工艺过程的物料泄漏和贫化六氟化铀的泄漏，均存在泄漏风险。

六氟化铀泄漏事故的原因较多，包括人因和工艺设备、管理、外部因素等各种原因。

已发生的六氟化铀泄漏释放事故后果主要造成厂内的污染，并未对场外造成放射性污染。

在六氟化铀泄漏释放事故的环境和公众影响后果方面，其化学物质化学毒性的影响要大于放射性导致的辐射影响后果。可能对公众和环境造成影响的主要是化学毒性的影响。

综上所述，六氟化铀泄漏事故在前段设施是时有发生的事，需要在设计上考虑该事故。

表 10 2000 年后六氟化铀泄漏事故汇总

序号	发生时间	国家/地点	涉事设施	事故概况	泄漏规模	人员/环境后果	事件等级
1	2014 年 10 月 26 日	美国，伊利诺伊州	Honeywell Metropolis 铀转化厂	工艺设备密封失效，UF ₆ 蒸气泄漏，厂区内自动报警并控制	少量，厂内受控	无伤亡，无场外释放。	INES 1
2	2016 年 2 月 4 日	加拿大，安大略省	Cameco Port Hope 铀处理设施	阀门 / 垫片问题导致 UF ₆ 与氟气少量释放	微量，厂内围挡控制	无伤亡，无公众影响。	INES 1
3	2017 年 1 月 7 日	加拿大，安大略省	Cameco Port Hope 设施	HF 监测报警，确认微量 UF ₆ 泄漏	微量，现场处置	无伤亡，无环境扩散。	INES 1
4	2023 年 7 月 14 日	俄罗斯 新乌拉尔斯克 UECC 铀浓缩厂 (Rosatom)	贫化 UF ₆ (气态)	约 1 m ³ 气态	2 级 (场内严重事件)	1. 钢瓶失压破裂导致气态泄漏，局限于生产车间；2. 1 名 65 岁员工死亡；3. 场外辐射水平正常，无环境扩散；4. 贫化铀放射性低，主要为 HF 化学风险。	
5	2024 年 12 月 13 日	美国 南卡罗来纳州 (SNM) UF ₆ 储存设施	UF ₆ 工艺液体	未公开		1. 工艺环节液体泄漏，未突破防漏围堰；2. 场内闭环处置，无扩散、无人员伤害。	0 级 (偏差)
6	2024 年 7 月 16 日	日本，青森县	JNFL 六所村铀浓缩厂含铀工艺液	阀门泄漏，含 UF ₆ 水解产物的放射性	液体约 1.5 L，厂内回收	无人员受照，无场外污染。	INES 1

			体（非气态 UF ₆ ）	液体泄漏			
7	2025 年 6 月	伊朗纳坦兹铀浓缩设施	高浓 UF ₆		未公开具体数值多储罐破损泄漏	1. 仅场内污染，无场外放射性扩散；2. 伴随 HF 等剧毒腐蚀性产物；3. 场外辐射环境水平正常；4. 无公众健康影响（IAEA 确认）。	
8	2025 年 4 月	法国 Orano Malv é si 铀转化厂	HF（UF ₆ 水解产物）	微量，未公开具体数值		1. 场内控制，无场外释放；2. 无环境扩散，无公众影响。	
9	2025 年 06 月 13-26 日	伊朗 纳坦兹铀浓缩设施	高浓 UF ₆ （约 60% ²³⁵ U）	未公开（多储罐破损）	2 级（场内严重事件）	1. 场内严重化学+放射性污染；2. IAEA 确认无场外放射性扩散，场外辐射本底正常；3. 主要危害为 HF 腐蚀与铀内照射，无公众健康影响。	
10	2025 年 4 月 29 日	法国 Orano Malv é si 铀转化厂	HF（UF ₆ 水解产物）	微量（未公开具体数值）	0 级（偏差）	1. 铁路罐车检测泄漏，泄漏量极微；2. 场内可控，无场外释放、无环境残留、无公众影响。	
11	2003 年 9 月 21 日	法国勃尔南	小规模氢氟酸泄漏	1L		内部应急计划未被启动。	
12	2009 年 8 月	法国勃尔南	铀、HF 和氨	5 千克铀、1121 千克氟和 1332 千克铍的溶液以 500 立方米的量被排放到塔乌安运河中		排放物的水平在 4 天后回落到阈值以下。冷凝水箱上的手动阀被移除，接下来的水箱安装了自动阀，排放泵在不符合规定的情况下也安装了自动关闭装置。每次新人员上岗时，都会对安全和环境参数进行系统性检查，意外排放也被纳入常规的安全演练中。	

根据国内设施事故后果预测统计,我国六氟化铀泄漏事故在场址边界处均能满足事故剂量控制值要求。结合目前国内各类设施的设计,同类设施所用的设备基本一致,给出三类设施六氟化铀大量泄漏事故排放源项。纯化转化厂的六氟化铀泄漏事故主要考虑冷凝液化及尾气处理工序中液体 UF₆ 泄漏,浓缩厂考虑压热罐内 3m³ 连接挠性管破损导致的六氟化铀泄漏,元件厂考虑在气化岗位 30B 容器中六氟化铀泄漏事故。

3) 爆炸事故

核燃料循环前段设施的爆炸事故主要是铀纯化转化的还原流化床爆炸事故、元件加工制造设施的转炉爆炸事故。

综合以上,给出核燃料循环前段设施事故类别和评价源项,见表 11。

表 11 核燃料循环前段设施设计扩展工况及评价源项

设施类型	设计扩展工况	评价源项
铀纯化转化设施	大量六氟化铀泄漏事故	9.73E+09Bq
	还原流化床爆炸事故	4.19E+08Bq
铀浓缩设施	大量六氟化铀泄漏事故	3.40E+08Bq
	临界事故	1E+18 次
铀元件加工制造设施	大量六氟化铀泄漏事故	5.15E+09Bq
	烧结炉氢气爆炸事故	3.73E+07Bq
	临界事故	3E+18 次

4) 化学毒性

核燃料循环前段设施操作的物料主要为六氟化铀,六氟化铀在常温常压下为白色固体粉末,化学性质十分活泼,能与水起激烈反应生成氟化铀酰和氟化氢,所以它与潮湿空气相互作用时会生成白色烟雾。铀是重金属,铀及其化合物均有一定化学毒物。一般认为,铀化合物对机体的损伤与其溶解度有关。可溶性铀化合物远较难溶性铀化合物对机体的损伤性大。可溶性铀化合物主要危害肾脏并滞留在骨内,吸入难溶性铀化合物则主要危害肺。结合对国内外相关物质化学毒性及环境风险物质接受准则的调研,分析其相应的适用情景,给出了核燃料循环前段设施的化学毒性接受准则。

国际上采用较为广泛的短期接触急性暴露浓度有:AEGLs(急性暴露指导水平,Acute Exposure Guideline Levels)、EPRGs(应急响应计划指南,Emergency Response Planning Guidelines)、TEELs(临时应急暴露限值,Temporary Emergency Exposure Limits)和 PACs(保护行动标准)等。

①急性暴露指导水平(AEGLs)

急性暴露指导水平(AEGLs)是美国国家顾问委员会制定的并被美国环保署采纳的急性暴露准则,它将敏感人群考虑在内,并且计划用准则中规定的浓度值保护几乎所有的人

(包括婴儿、儿童和其他易受影响的人群),适用情景为暴露在突发性大气污染事故中 10 分钟至 8 小时,不适用于工作场所的风险物质暴露影响。每种毒性物质的 AEGL 分为 3 个等级,每个等级包括 5 个暴露时间段(10 min、30 min、1 h、4 h 和 8 h)。AEGL 是很少发生的、突发性的急性毒性数据,不能作为化学物质的亚慢性及慢性数据使用。AEGL 适用于短时的、突发性事故中泄漏物质的伤害影响,不适用于某类化学物质的长期释放影响。

AEGL- 1: 包括敏感人群在内的大多数人员暴露于这一毒气环境中会出现不适、愤怒或某些无症状的丧失感觉的现象,但是这些现象不会使人致残并且是暂时的,一旦暴露停止就可恢复; AEGL- 2: 包括敏感人群在内的大多数人员暴露于这一环境中会出现不可逆转的或其他严重的、长期的对健康有害的影响,或者会削弱逃生能力; AEGL- 3: 包括敏感人群在内的大多数人员暴露于这一环境中会出现危及生命的影响或者死亡。

根据美国 EPA/AEGL 网站公布的信息,截止 2015 年 6 月,给出了 176 类化学物质的 AEGLs 值。该指导水平仅有 HF 浓度限值,没有 UF₆和 UO₂F₂浓度限值,见表 12。

表 12 HF 的 AEGL 限值

7664-39-3 Hydrogen fluoride (ppm)					
	10 min	30 min	60 min	4 hr	8 hr
AEGL 1	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
AEGL 2	95	34	24	12	12
AEGL 3	170	62	44	22	22

②应急响应计划指南 (ERPGs)

应急响应计划指南 (ERPGs) 是 AIHA (美国工业协会, American Industrial Hygiene Association) 针对毒性化学物质制定的应急响应计划指南。

该值是针对单一化学品暴露的健康指导浓度值。ERPGs 反映毒性物质暴露 1 小时对一般公众 (不包括老人、患者及儿童等易受影响的人群) 的健康影响,但不适用于工作场所的工作人员,也不适用于长期暴露于背景化学物质的公众。同时认为该值不能外推用于更长时间的暴露情况。

根据毒性物质的允许暴露程度可分为 3 种。ERPG-1: 人员暴露于有毒气体环境约 1 小时,除了短暂的不良健康效应或不良气味之外,不会有其他不良影响的最大容许浓度,此范围内可视为“关注区”; ERPG-2: 人员暴露于有毒气体环境中约 1 小时,不会对身体造成不可恢复的伤害的最大容许浓度,此范围内可视为“躲藏区”; ERPG-3: 人员暴露于有毒气体环境中约 1 小时,而不致对生命造成威胁的最大容许浓度,此范围内可视为“撤离区”。截止到 2015 年,共有 145 组化学物质 ERPG 浓度限值。该数据也仅有 HF 浓度值,没有 UF₆和 UO₂F₂浓度限值,见表 13。

表 13 HF 的 ERPG 限值

Chemical (CAS Number)	ERPG-1	ERPG-2	ERPG-3	LEL*** [Caution: See Footnotes]
Hexachlorobutadiene (87-68-3).....	1 ppm	3 ppm	10 ppm	
Hexafluoroacetone (684-16-2).....	NA†	1 ppm	50 ppm	
Hexafluoropropylene (116-15-4).....	10 ppm	50 ppm	500 ppm	
1-Hexene (592-41-6).....	NA†	500 ppm	5000 ppm	12,000 ppm
HFC-152a (1,1-Difluoroethane) (75-37-6).....	10,000 ppm	15,000 ppm	25,000 ppm	39,000 ppm
HFO-1234yf (2,3,3,3-Tetrafluoropropene) (754-12-1).....	NA†	24,000 ppm	NA†	65,000 ppm
HFO-1234ze (1,3,3,3-Tetrafluoropropylene) (29118-24-9).....	NA†	15,000 ppm	69,000 ppm	
Hydrazine (302-01-2).....	0.5 ppm	5 ppm	30 ppm	
Hydrogen Chloride (7647-01-0).....	3 ppm	20 ppm	150 ppm	
Hydrogen Cyanide (74-90-8).....	NA†	10 ppm	25 ppm	
Hydrogen Fluoride (7664-39-3)*.....	2 ppm	20 ppm	50 ppm	
Hydrogen Peroxide (7722-84-1).....	10 ppm	50 ppm	100 ppm	
Hydrogen Selenide (7783-07-5).....	NA†	0.2 ppm	2 ppm	
Hydrogen Sulfide (7783-06-4).....	0.1 ppm	30 ppm	100 ppm	
Iodine (7553-56-2).....	0.1 ppm	0.5 ppm	5 ppm	
Isobutyronitrile (78-82-0).....	ID#	30 ppm	100 ppm	

2015 ERPG/WEEL Handbook

26

AIHA Guideline Foundation

③临时应急暴露限值（TEELs）

临时应急暴露限值（Temporary Emergency Exposure Limits, TEELs）是美国能源部（Department of Energy, DOE）依据专门的标准方法所确定的暂定应急暴露限值。

美国能源部选择以应急响应计划指南（ERPGs）作为公众暴露极限值。但 ERPGs 的产生速度和数量均无法满足 DOE 制定应急计划所需要的公众暴露极限值的需求。为了保护 DOE 员工、现场及附近的一般民众，DOE 后果评估和保护行动小组委员会（Subcommittee on Consequence Assessment and Protective Actions, SCAPA）采用专门的标准方法，开发了一套临时应急暴露限值（TEELs）。

DOE 在 1992 年首次出台了 TEELs 值。TEELs 浓度适用于一般公众暴露于毒性化学物质在给定时间的健康影响限值。该浓度限值未考虑敏感的公众群体，比如老人、病人或儿童。根据健康影响的程度不同，TEEL 值划分为 4 个等级。TEEL-0 是个域限浓度，暴露于低于这一域限浓度值的绝大多数人不会产生对健康有风险的影响；TEEL-1 是暴露于低于该浓度值的几乎所有人不会出现除轻微短暂不利的健康影响和明显感觉到令人讨厌的气味以外的不利健康影响的最高浓度；TEEL-2 是暴露于低于该浓度值的几乎所有人不会出现不可逆转的或其他严重的健康影响的最高浓度，从而削弱他们采取保护行动的能力；TEEL-3 是暴露于低于该浓度值的几乎所有人，不会显示出危及生命的影响的最高浓度。

④保护行动标准（PACs）

保护行动标准（Protective Action Criteria, PACs）由美国后果评估和保护行动委员会（The Subcommittee on Consequence Assessment and Protective Actions, SCAPA）提出。SCAPA 为美国能源部（DOE）、国家核安全管理部（National Nuclear Security Administration, NNSA）及其相关部门，提供公众和职工健康安全应急准备工作相关专业技术知识和推荐规范标准。PACs 是预测和响应化学物质泄漏事件的重要组成部分。PACs 连同泄漏量估算为评估化学物质泄漏事件，采取有效的保护行动提供了重要信息。在紧急情况下，PACs 可用于评估事件的安全性、预测潜在的影响及确定应采取什么保护行动。同时，PACs 也可用于评估化学物质不可控释放产生后果的影响程度，计划应急响应措施等。

SCAPA 提出的 PAC 主要由临时应急暴露限值（TEELs）组成，同时包含了有效的 AEGL

和 ERPG 数据。PAC 划分为 3 个等级，PAC-1 基于 60 分钟有效的 AEGL-1, ERPG-1 或 TEEL-1 数据, 会产生轻微、短暂的健康影响。PAC-2 基于 60 分钟有效的 AEGL-2, ERPG-2 或 TEEL-2 数据, 会产生不可逆或其他严重的健康影响, 可能损害采取防护行动的能力。PAC-3 基于 60 分钟有效的 AEGL-3, ERPG-3 或 TEEL-3 数据, 会产生威胁生命的健康影响。

美国能源部 (DOE) 对 PAC 数据取值制定了如下的取值标准:

首先采用 AEGLs;

若无 AEGLs, 采用 ERPGs;

若 AEGLs 和 ERPGs 均未发布, 则采用 TEELs。

根据 SCAPA 网站公布信息, 至 2012 年 2 月, 已发布 3387 类化学物质 PACs 值。UO₂F₂、UF₆ 和 HF 的 PAC 浓度限值见表 14。最新版本为 2018 年的 Rev.29A 版, 主要是新增数千种其他化学品的 PAC 限值, 对部分化学品的限值进行了修订或补充, 调整了数据库的结构和排序方式, UO₂F₂、UF₆ 和 HF 三种物质的限值未修改。

表 14 UO₂F₂、UF₆ 和 HF 的 PAC 浓度限值 (mg/m³)

化合物	PAC-1 级	PAC-2 级	PAC-3 级
UO ₂ F ₂	0.78	4.3	26
UF ₆	3.6	9.6	36
HF	0.82	20	36

5) 国内现行的危险物质接受准则

国内现行的《建设项目环境风险评价技术导则》(HJ 169-2018) 中对危险物质提出了“大气毒性终点浓度” (air toxic endpoint) 的限值要求。大气毒性终点浓度指的是“人员短期暴露可能会导致出现健康影响或死亡的大气污染物浓度, 用于判断周边环境风险影响程度”。大气毒性终点浓度值选取参见其中的附录 H, 分为 1、2 级。其中大气毒性终点浓度-1 级为当大气中危险物质浓度低于该限值时, 绝大多数人员暴露 1 小时不会对生命造成威胁, 当超过该限值时, 有可能对人群造成生命威胁; 大气毒性终点浓度-2 级为当大气中危险物质浓度低于该限值时, 暴露 1 小时一般不会对人体造成不可逆的伤害, 或出现的症状一般不会损伤该个体采取有效防护措施的能力。

通过开展国内核燃料循环前段设施环境风险评价情况调研, 可知各类核燃料循环前段设施涉及的环境风险物质主要为 UF₆、UO₂F₂、HF/氢氟酸、硝酸、液氨, 其他还有硫酸、甲酸、氟气、加氢煤油、四氯化碳、乙醇、磷酸、苯、甲醇、二甲苯、丁酮、磷酸、HCl、乙炔、次氯酸钠、双氧水、丙酮、丙烯、甲基三氯硅烷、NaOH 等等。目前上述危险物质除 UO₂F₂ 外, 其他均可在 HJ 169-2018 附录 H 的表 H.1 “重点关注的危险物质大气毒性终点浓度值选取” 中查询到相应的大气毒性终点浓度-1 级和-2 级限值。

同时, HJ 169-2018 附录 H 的表 H.1 中注明: 上述物质的毒性终点浓度-1 对应 PAC-3, 毒性终点浓度-2 对应 PAC-2。

国外应用范围较广的几类有毒化学物质的限值都有 3 级甚至 4 级标准, 可以根据不同严重程度制定相应的应急对策。其中 AEGLs 和 ERPGs 都经过充分的科学论证作为支撑, 但是由于 AEGLs 值考虑 5 个暴露时间段 (10 min、30 min、1 h、4 h 和 8 h), 且适用不同人群, 因此在实际应用过程中建议优先选取 AEGLs 阈值。TEELs 作为暂定应急暴露限值, 其科学

依据不是很充分，可以作为缺乏 AEGLs 及 ERPGs 阈值时的参考标准使用。PACs 阈值为基于暴露时间 1 小时的 AEGLs、ERPGs 或 TEELs 值，取值考虑较为全面，但暴露时间短。因此，作为 UF₆ 泄漏事故后水解产物（UO₂F₂ 和 HF）化学毒性影响时，如考虑短期释放，则可采用 PACs 限值作为接受标准，如释放时间较长（4h 以上）或过短（30min 及以下）时，对 HF 的接受标准优先采用 AEGLs。

鉴于目前国内核燃料循环前段设施考虑的 UF₆ 泄漏事故/事件考虑的释放时间均低于 1 小时，因此，实践中 UF₆ 泄漏事故/事件时的水解产物（UO₂F₂ 和 HF）的化学毒性影响接受准则采用 PACs 限值作为接受标准是合理的。根据我国前段设施水解产物 UO₂F₂ 和 HF 的评价结果为小于相应的 PAC-1 级限值。

HJ 169-2018 的适用范围中指出“本标准不适用于生态风险评价及核与辐射类建设项目的的环境风险评价”，但核与辐射类建设项目中涉及的常规易燃易爆、有毒有害化学物质在本质上与常规建设项目并无差异，其相应的环境风险管理要求和接受准则应该是一致的。该导则中重点关注的危险物质大气毒性终点浓度限值来源于 PACs 限值，毒性终点浓度-1 对应 PAC-3，毒性终点浓度-2 对应 PAC-2。两者的区别是 PACs 限值按 3 级管理，HJ 169-2018 按 2 级管理。附录 H 中提供了 UF₆ 和 HF 的大气毒性终点浓度-1 级和-2 级限值（该表中无 UO₂F₂ 对应的限值）。

基于国内各类核燃料循环前段设施事故工况下释放的有毒有害物质化学毒性及环境风险评价现状的统计分析，以及国内外相关物质化学毒性及环境风险接受准则的调研，在此基础上，进行国内外相关接受准则的对比分析，并提出各类核燃料循环前段设施涉及的 UF₆ 泄漏事故水解产物和其他环境风险物质的化学毒性接受限值，得出核燃料循环前段设施事故情况下化学毒性的接受准则：

①HJ 169-2018 导则中重点关注的危险物质大气毒性终点浓度限值来源于 PAC 限值，目前所有核燃料循环前段设施评价均参照执行美国的 PAC 值，评价接受准则应保持延续性。

②HJ 169-2018 导则毒性终点浓度-1 对应 PAC-3，毒性终点浓度-2 对应 PAC-2。两者的区别是 PAC 限值按 3 级管理，HJ 169-2018 按 2 级管理，目前我国所有在运行核燃料循环前段设施的评价结果均小于 PAC-2，即毒性终点浓度-2；考虑到标准直接的衔接和一致，对于各类核燃料循环前段设施 UF₆ 泄漏事故/事件水解产物的化学毒性评价，与其他危险物质保持一致，统一执行 HJ 169-2018 中的大气毒性终点浓度限值。

③对于 HJ 169-2018 未列出的 UO₂F₂ 按照美国能源部在 2016 年 5 月公布，版本号为 Rev.29 中的限值执行。根据调研，美国能源部 PAC 数值定期更新，宜使用最新的 PAC 值。执行相应的 PAC-2（毒性终点浓度-2）和 PAC-3（毒性终点浓度-1）限值。

综合以上因素，核燃料循环前段设施事故情况下化学毒性的接受准则按照 HJ 169 推荐的毒性终点浓度开展评价。

5.10 流出物排放管理和流出物及化学污染物监测

本次修订新增了流出物排放管理和流出物监测的要求。

本次修订严格控制流出物排放，申请流出物排放总量要开展相应监测并定期优化，排放异常的要查明原因。液态流出物应采用槽式排放方式和放射性活度浓度控制。对受纳水体提

出了明确要求。

本次修订要求营运单位应在气载流出物排放烟囱和液态流出物槽式排放口开展铀及其同位素的监测。同时针对多条生产线共用排放设施的情况提出了相应的监测要求，明确要制定流出物监测大纲，并提出了质量保证等相关要求。

本次修订针对核燃料循环前段设施的排放特点，涉及氟化氢、氮氧化物、氨气等化学污染物的排放监测提出了相应要求。本次修订明确的按照本文件执行，其他的流出物监测计划、采样和测量应执行 GB 11217 和 HJ 61 相关规定，有关监测质量保证要求应符合 GB 8999 相关规定。

5.11 生态环境监测

本次修订参考 HJ 61-2021 相关要求和现有实践，增加了运行前辐射环境本底或现状调查、运行期间的辐射环境监测、环境应急监测以及质量保证的相关要求。

核燃料循环前段设施中本底调查和现状调查包括环境 γ 辐射剂量率、环境介质中铀及同位素的活度浓度、总 α 和总 β 活度浓度。核燃料循环前段设施运行前，至少应获得最近连续一年的调查数据，后续建设项目运行前应获得最近一年的辐射环境现状调查数据。

环境 γ 辐射剂量率通常采用即时测量和累积剂量的方式开展，也可采用连续测量的方式进行，调查范围的半径一般取 20 km。环境介质调查范围的半径一般取 10 km。其余监测要求参照 HJ 61 相关规定执行。

生态环境监测中应针对排放的化学污染物如 HF 等按照法规标准要求开展相应监测。

质量保证要求要有辐射环境监测质量保证体系和质量控制措施。

5.12 放射性固体废物管理

本次修订增加了核燃料循环前段设施在设计“应考虑运行经验反馈”的要求，严格放射性固体废物的分类收集、尽可能实施循环利用和废物最小化的基本原则。

结合现役核燃料循环前段设施放射性固体废物的产生和管理情况，修订提出了放射性固体废物从产生到处置全过程的管理要求，同时满足国家强制标准《放射性废物管理规定》（GB 14500-2002）管理要求，同时针对前段设施的放射性固体废物、金属废物提出了解控或循环利用的要求。废水处理产生的氟化钙渣提出了解控要求。

此外，对核燃料循环前段设施产生的有机废液、混合废物的暂存、处理工艺提出了要求。

5.13 退役

本次修订结合法规要求和核燃料循环前段设施运行实践，提出了设施设计阶段、运行期间以及退役过程和退役后不同阶段为退役活动开展的工作要求。

6 与国内外同类标准或技术法规的对比分析

本次修订充分调研并借鉴国内外环境辐射防护相关标准和技术法规，立足我国生态环境保护及环境辐射防护领域管理要求，编制形成具有先进性和前瞻性的技术条款，可适应我国核电发展形势，实现防治放射性污染、保护生态环境和公众健康的目的。

6.1 剂量约束

美国 40 CFR 190 为铀燃料循环设施规定的公众剂量约束值为 0.25mSv/a。10 CFR part 20.1302 规定, 对于持续出现在无限制区域的公众, 来自外部的剂量在一小时内不会超过 0.002 rem (0.02 mSv), 一年内不会超过 0.05 rem (0.5 mSv)。

英国公众成员的有效剂量限值为: 1mSv/a。

在放射性排放监管的规划阶段, 应用以下两个公众剂量约束值:

①拟议的新源的排放或直接照射: 0.3mSv/a

②单一场址剂量约束: 0.5mSv/a

IAEA《放射性流出物排入环境的监管控制》(GSG-9) 建议, 结合各国核燃料循环设施辐射防护最优化所采用的个人辐射量的最大水平, 建议每年 0.3mSv/a 作为公众剂量约束的适宜默认值。

国内核燃料循环设施参照 EJ 1056 确定, 前段设施厂址公众剂量约束为 0.2mSv/a, 根据目前的评价结果相关设施均可满足该限值要求。

6.2 关于排放

根据调研, 英国和法国均对气载流出物采用排放总量控制, 对液态流出物采用浓度和总量两个指标控制。美国则采用流出物中各个核素浓度控制的方式。我国对核燃料循环前段设施的排放管理与英、法一致。但国外的核燃料循环前段设施的操作涉及堆后铀, 与我国的现状不同, 因此在排放管理控制方面参考意义不大。

6.3 关于放射性废水处理技术

国外含铀废水处理已形成成熟体系, 兼顾铀回收与达标排放, 适配不同水质场景。化学沉淀法低成本、规模化, 适用于中高浓度废水, 为传统主流; 离子交换法精度高, 是铀回收首选, 广泛应用于矿山与核设施; 膜分离法实现深度净化与减容, 多用于核设施废水处理。吸附法依托新型材料, 适用于处理低浓度废水; 溶剂萃取法以 PUREX 流程为核心, 是高浓度废液的后处理方式; 生物/生态处理绿色低成本, 适用于处理低浓度矿山废水。我国的废水处理技术根据排放要求, 采取了传统工艺与新工艺联合进行处理的方式, 确保达标排放。

6.4 关于液态流出物排放浓度

根据法国核安全局第 2022-DC-0741 号决定, 弗拉托姆公司在伊泽尔省罗马斯市运营的 63-U 号基础核设施(核燃料制造设施)液态流出物经厂区处理站处理后, 铀及其同位素活度不得超过 200Bq/L。

根据法国核安全局第 2023-DC-0758 号决定, TU5 铀转化设施(含 W 工厂)的排放量限值为: TU5 设施产生的放射性及生产废水均输送至特里卡斯丹奥拉诺设施区保密基础核设施的化学废水处理站处理后排放。输送到化学废水处理站的放射性液态废水需遵守以下限值; 输送前需经分析验证, 确认其活度浓度符合要求; 废水处理后向环境的排放, 其活度也不得超过下述限值, 详见表 15。

表 15 TU5 设施液态流出物输送限值

指标	活度浓度 (Bq/L)	年输送活度 (GBq/a)
铀同位素	330	0.15
超铀元素	150	0.13
裂变产物 (不含氚和碳 - 14)	50000	0.5

对于我国核燃料循环前段设施, 废水处理设施出口液态流出物中铀的控制指标为 50 μ g/L, 按照 U-235 丰度 5%进行折算后, 其等效排放浓度水平低于国外的排放浓度水平。

7 标准实施建议

7.1 管理措施建议

(1) 标准编制阶段, 编制单位对征求意见阶段的各类意见和建议进行总结、研究和分析, 在此基础上对标准征求意见稿及二次征求意见稿进行补充、修改和完善。

(2) 标准正式颁布实施后, 可在与核燃料循环设施场址选择、设计、建造、运行和改、扩建等活动相关的单位中开展宣贯和培训, 便于准确把握并应用本标准解决工作中的实际问题, 并及时反馈其在使用标准过程中发现的问题、意见和建议, 以便更好的对本标准进行补充完善。

(3) 本标准是强制标准, 适用范围内所有核燃料循环前段设施的环境辐射防护要求均应满足本标准规定。新建核燃料循环前段设施应确保设计能够满足本标准的要求, 目前工艺尚难以达到本标准要求的核燃料循环设施应限期整改。标准正式颁布后, 生态环境主管部门及相关技术支撑单位应严格按照本标准中的相关要求对核燃料循环设施环境辐射防护工作进行审批和监管。

7.2 技术措施建议

(1) 对于各类单位在使用本标准中提出的问题、意见和建议予以充分重视, 可通过召开研讨会、专家咨询会或展开专题研究等多种方式进行研究、讨论, 使本标准对指导相关单位工作、规范核动力厂选址、设计、建造与运行等活动具有指导意义。

(2) 在国家相关法规、技术标准制修订以及核燃料循环前段设施环境辐射防护方面取得新的进展或研究成果时, 应及时组织更新修订本标准。

8 标准征求意见工作情况及对意见的处理情况

待后续工作完成后补充。

9 标准送审稿技术审查的情况

待后续工作完成后补充。

10 附件：公开征求意见汇总处理表

待后续工作完成后补充。

11 其他附件

待后续工作完成后补充。