

# 我国核电机组核事故应急后场址补救剂量准则研究

于红, 刘汀, 程诗思, 吴怡睿

中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术重点实验室, 四川 成都

收稿日期: 2022年6月27日; 录用日期: 2022年9月23日; 发布日期: 2022年9月30日

## 摘要

我国即将迎来核电机组批量退役的紧迫问题, 同时我国核电场址多是滨海多机组场址、土地珍贵。如果核电机组发生核事故, 计划一体化的机组退役与场址补救方案将是尽快恢复不低于事故前供电负荷需求最有效率的手段。为了解决这一问题, 通过对国际原子能机构(IAEA)和美国核事故应急后场址补救准则的对比分析, 参考韩国的监管实践, 提出了可用于我国核电机组核事故应急后场址补救目的的剂量准则。这一剂量准则分别对不太可能授权补救行动、可用于使不受限解控场址最优化、可用于限制条件成功时使受限解控场址最优化、可用于限制条件失败时受限解控场址、不太可能授权解控场址的剂量范围做出了规定。

## 关键词

核电机组, 核事故应急, 场址补救, 场址解控, 机组退役, 剂量准则

## Study on Dose Criteria for Site Remediation after a Nuclear Accident Emergency in Nuclear Power Units in China

Hong Yu, Ting Liu, Shisi Cheng, Yirui Wu

Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institute of China, Chengdu Sichuan

Received: Jun. 27<sup>th</sup>, 2022; accepted: Sep. 23<sup>rd</sup>, 2022; published: Sep. 30<sup>th</sup>, 2022

## Abstract

Decommissioning of nuclear power units in bathes is an urgent problem to be faced in China; at

文章引用: 于红, 刘汀, 程诗思, 吴怡睿. 我国核电机组核事故应急后场址补救剂量准则研究[J]. 核科学与技术, 2022, 10(4): 204-211. DOI: 10.12677/nst.2022.104021

the same time, most of China's nuclear power sites are multi unit sites on the coast, and the land is rare. If nuclear accidents occur in nuclear power units, an integrated approach to planning remediation of site undergoing decommissioning of units will be the most efficient means to restore the power supply load not lower than the demand before the accident as soon as possible. To solve this problem, by analyzing comparatively the criteria for site remediation after a nuclear accident emergency in International Atomic Energy Agency (IAEA) and in the United States, and referring to the regulatory practice of Republic of Korea, the dose criteria for site remediation after a nuclear accident emergency in nuclear power units in China are proposed. The dose criteria specify respectively the dose region where a remedial action is unlikely to be warranted, the dose region of optimization for unrestricted site release, the dose region of optimization for restricted site release if restrictions succeed, the dose region of restricted site release if restrictions fail, the dose region where release of a site is unlikely to be warranted.

## Keywords

Nuclear Power Unit, Nuclear Accident Emergency, Site Remediation, Site Release, Unit Decommissioning, Dose Criteria

Copyright © 2022 by author(s) and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY 4.0).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

## 1. 引言

为了防止或降低来自以往核事故应急后场址残存放射性材料的辐射风险, 需要采取移除或减少残存放射性材料以避免或减少场址现存照射情况下辐射照射的补救行动。然而, 并非所有的场址都需要进行完整地补救, 补救方案可以从什么也不做到彻底移除放射性材料, 良好实践是基于剂量准则选择补救行动, 从而制定一个与补救目标相称的适度补救方案[1] [2] [3]。

国际原子能机构(IAEA, International Atomic Energy Agency)于 2009 年提出了核设施退役与场址补救一体化方案的概念。一体化的核设施退役与场址补救方案不仅能够使健康、安全、安保和环境等的净利益最大化, 还能够使费用最小化, 因为核设施退役与场址补救的目标一致且行动不冲突[4]。

我国自 1991 年第一座核电机组秦山核电站投入运行以来, 迄今还没有任何一座核电机组退役, 但按照机组设计寿命计算, 我国将在 2042 年迎来核电机组批量退役的紧迫问题[5]。然而, 我国目前既没有健全的核电机组退役法规标准体系, 也没有充足的关键技术储备, 核事故后的场址补救更是鲜有研究[6] [7]。

本文对可用于我国核电机组核事故应急后场址补救目的的剂量准则开展研究, 以便为完善我国相关法规标准和建立一体化的核电机组退役与场址补救方案提供依据。

## 2. 我国一体化核电机组退役与场址补救需求

核设施退役通常分为立即拆除、延迟拆除和就地埋葬 3 种退役方式[8] [9] [10]。曾发生国际核与放射事件分级标准(INES, International Nuclear and Radiological Event Scale) 4 级以上核事故的核电机组无一例外都采取了延迟拆除的退役方式。因为延迟拆除能够利用放射性核素的物理衰变实质性地减少残存放射性材料的量, 包括 Cs-137 和 Co-60 等长半衰期核素。另外, 对于多机组核电场址, 将事故机组退役延迟至场址其他运行机组退役时, 并且作为 1 个退役项目同时移除 2 台或多台机组最有效率。因为这段时期不仅很可能涌现更先进的退役技术, 还能确保需要更多资金的事事故机组退役有足够的资金筹集时间。例

如, 1979年发生了 INES 5级核事故后的美国三哩岛 2号机组就采取了延迟拆除的退役方式, 并且计划与 2号机组事故后仍在继续运行的 1号机组同时退役。这就意味着三哩岛 2号机组将在事故后 30年~50年退役, 残存的 Cs-137 将约是原来的 29%~50%、Co-60 将约是原来的 1.9%~13% [11]。

我国核电多是滨海多机组场址, 例如, 秦山核电场址。秦山核电场址目前有 2种堆型、4类功率、分属 3个电厂的 9台核电机组, 并且这 3个电厂反应堆之间的距离都小于 3 km, 3 km 是我国国家标准 GB 17680.1-2008《核电厂应急计划与准备准则 第 1部分: 应急计划区的划分》规定的核电厂烟羽应急计划区内区的最小值。也就是说, 如果秦山核电任一机组发生 INES-4 以上核事故, 都很可能面临 3个电厂场内和场外都需要补救的情况。因此, 对事故机组采取延迟拆除的退役方式, 并且延迟至与其他非事故机组同时退役很可能是秦山核电事故机组的首选退役方案, 而为了确保其他非事故机组尽快恢复运行, 甚至在事故机组安全封存结构(类似切尔诺贝利核事故后的“石棺”)附近尽快新建更先进的核电机组以维持不低于事故前的供电负荷需求很可能是秦山核电场址的首选补救目标, 即, 一体化的核电机组退役与场址补救方案。

### 3. IAEA 场址补救剂量准则

IAEA 提出的核装置核事故应急后的场址目标是[12]:

- 1) 必须减少现存照射, 并且避免未来发生持续照射的可能。
- 2) 及时和逐步降低危害, 并且如果可能, 最终对受放射性污染场址解除具有限制条件的监管控制, 即, 不受限解控(解除场址监管控制亦称“场址开放”)。
- 3) 如不能实现解除具有限制条件的监管控制, 至少必须解除对人体健康和环境的不可接受风险, 即, 受限解控。
- 4) 必须基于为了使净的社会利益最小化的一个最优化过程建立对进入或使用受放射性材料污染场址的所有限制条件。

为了实现上述补救目标, IAEA 规定了以下可用于核装置核事故应急后场址补救目的的剂量准则[2] [13] [14]:

- 1) 受以往核事故应急后残存放射性材料影响场址的补救作为现存照射情况处理。
- 2) 当已识别出现存照射情况时, 必须确保设置适当的参考水平。典型地, 参考水平必须表示为 1 mSv~20 mSv 范围中的代表人年有效剂量。
- 3) 应该对场址补救应用剂量约束。典型地, 剂量约束不应该超过本底以上 300  $\mu$ Sv/a。同时, 还应该考虑实际, 即, 可能不会授权 10  $\mu$ Sv/a 以下的剂量约束。300  $\mu$ Sv/a 与 10  $\mu$ Sv/a 之间是受限解控场址和不受限解控场址的最优化区域。
- 4) 对于不受限解控场址, 应该通过防护最优化手段确保关键人群组成员的有效剂量小于 300  $\mu$ Sv/a 的剂量约束。
- 5) 对于受限解控场址, 有效剂量不应该超过 300  $\mu$ Sv/a 的剂量约束。如果限制条件在未来失效, 有效剂量不应该超过 1 mSv/a 的参考水平。

上述的 IAEA 剂量准则实际上充分考虑了曾发生核事故的核电机组的场址补救实践, 特别是 1986年 4月 26日发生的切尔诺贝利核事故。

切尔诺贝利核事故被 INES 定级为 7级事件, 是世界首例核事故, 也是迄今为止实际后果最严重的核事故。然而, 在切尔诺贝利核事故发生时, 当时的有关国际辐射防护标准并没有这方面的专门规定。切尔诺贝利核事故后不久, 苏联卫生部首先(也有许多其他欧洲国家)依照其当时的国家标准《辐射安全标准》并基于放射性情况评价和专家判断引入了以下剂量准则:

1) 1986年~1990年：设置临时剂量准则。基本方案是建立随时间逐渐减小的全身平均当量剂量临时限值(与苏联当时使用的术语一致，大致上等效于当前的参考水平)，即：事故后第一年(1986年4月26日~1987年4月26日)：100 mSv；事故后第二年(1987年)：30 mSv；事故后第三年(1988年)和第四年(1989年)：25 mSv。

2) 1990年：设置长期补救目标(相当于当前的参考水平)，即 1 mSv/a。

#### 4. 美国场址补救剂量准则

美国规定的可用于生产和利用核装置核事故应急后场址补救目的的剂量准则是[15]：

1) 不受限使用准则。

认为场址不受限使用可接受，如果：不同于本底辐射的残存放射性活度所致关键人群组平均成员总有效剂量当量(TEDE, Total Effective Dose Equivalent)不会超过 0.25 mSv/a，并且残存放射性活度已经减少到合理可行尽量低(ALARA, As Low As Reasonably Achievable)水平。

2) 受限使用准则。

认为场址受限使用可接受，如果许可证持有者：① 能够证明遵守“不受限使用准则”所必需的进一步减少残存放射性活度将会导致净的公众或环境损害，或因为与受限使用条件关联的残存放射性活度是 ALARA 而不会进一步减少；② 对法律上可强制执行的、将会为不同于本底辐射的残存放射性活度所致关键人群组平均成员 TEDE 不会超过 0.25 mSv/a 提供合理保证的制度控制做出了规定。

如果场址残存放射性活度已经减少以至于制度控制不再有效，许可证持有者必须：有不同于本底辐射的残存放射性活度所致关键人群组平均成员 TEDE 是 ALARA 的合理保证，并且不会超过任何一个：① 1 mSv/a；② 5 mSv/a，同时能够证明遵守“1 mSv/a”所必需的进一步减少残存放射性活度将会在技术上不可实现、昂贵的令人望而生畏或导致净的公众或环境损害，并且对持久的制度控制做出了规定。

3) 替代准则。

可以使用大于“不受限使用准则”和“受限使用准则”剂量准则的“替代准则”，如果许可证持有者：① 能够提供将会继续保护公众健康与安全的保证，并且通过呈递对可能照射源的分析提供来自所有人造源组合的剂量不太可能超过 1 mSv/a 限值的保证；② 已经依照“受限使用准则”中关于场址照射最小化的规定，对场址使用采取了一定程度的实用性限制条件；③ 将剂量减少到 ALARA 水平。

#### 5. 我国场址补救剂量准则

我国目前还没有对可用于核装置核事故应急后场址补救目的的剂量准则做出明确规定，但我国现行国家标准 GB 18871-2002《电离辐射与辐射源安全基本标准》规定了：

1) 可用于核设施退役后厂址开放和以往实践所污染场址或土地重新开发或利用的放射性残存物持续照射的剂量约束。

2) 可用于解除已批准进行实践中放射性材料(或物品)管理控制的解控准则。

GB 18871-2002 的这 2 项规定可用于我国核电机组核事故应急后场址补救剂量准则的确定。

##### 5.1. 我国放射性残存物持续照射剂量约束

GB 18871-2002 规定的放射性残存物持续照射剂量约束是：

1) 对于获准的实践或源退役所造成的持续照射，其剂量约束应不高于该实践或源运行期间的剂量约束。

2) 剂量约束值通常应在公众照射剂量限值 10%~30% (即，0.1 mSv/a~0.3 mSv/a)的范围之内。但剂量



约束的使用不应取代最优化要求, 剂量约束值只能作为最优化的上限。

3) 如果不存在其他照射的可能性, 并且降低照射的经济代价太大, 则在这种情况下经审管部门认可, 可将剂量约束值放宽到 1 mSv/a。

4) 如果剂量约束已超过 1 mSv/a, 并且为进一步减小持续照射而采取技术性措施的经济代价太大, 则在这类情况下应采用行政手段对持续照射进行有组织的控制。应对有组织控制的严格程度进行抉择, 使之适应当时的情况。

## 5.2. 我国放射性材料解控准则

GB 18871-2002 规定的放射性材料解控准则是:

1) 已通知或已获准实施中的源(包括物质、材料和物品), 如果符合审管部门规定的清洁解控水平, 则经审管部门认可, 可以将其解控。

2) 除非审管部门另有规定, 否则清洁解控水平的确定不应高于豁免准则。

3) 如果经审管部门确认在任何实际可能的情况下下列准则均能满足, 则可不作更进一步的考虑而将实践或实践中的源予以豁免: ① 被豁免实践或源使任何公众成员一年所受的有效剂量预计为 10  $\mu$ Sv/a 量级或更小; ② 实施该实践 1 年内所引起的集体有效剂量不大于约 1 人 $\cdot$ Sv, 或防护的最优化评价表明豁免是最优选择。

## 5.3. 我国核电机组核事故应急后场址补救准则

通过对比分析 IAEA 与美国的场址补救准则, 可以得到以下结论:

1) IAEA 和美国场址补救准则中使用的量都是核事故应急后在场址残存的所有放射性材料所致的预期个人年有效剂量, 并且这一预期个人年有效剂量不包括本底辐射的贡献。

2) IAEA 和美国场址补救准则中规定的剂量上限都是 1 mSv/a, 其中, IAEA 的 1 mSv/a 是 2014 年 IAEA 基本安全标准(BSS, Basic Safety Standard)规定的计划照射情况下公众照射个人剂量限值, 取自 2007 年国际放射防护委员会(ICRP, International Commission on Radiological Protection)建议书; 美国的 1 mSv/a 是 2020 年联邦法规法典(CFR, Code of Federal Regulation)对生产和利用核设施所致受控区域以外公众个人照射规定的批准运行剂量限值。

3) IAEA 和美国场址补救准则中都允许上调所规定的 1 mSv/a 这一剂量上限, 但都必须提供证明上调这一剂量上限正当性的充分证明, 其中, IAEA 规定上调后的剂量上限不应该超过 20 mSv/a, 20 mSv/a 是 2014 年 IAEA BSS 规定的计划照射情况下职业照射 5 年内平均个人剂量限值, 取自 2007 年 ICRP 建议书; 美国规定上调后的剂量上限不应该超过 5 mSv/a, 5 mSv/a 是 2020 年 CFR 对生产和利用核设施所致受控区域以外公众个人照射规定的批准运行剂量最大上调限值。

3) IAEA 场址补救准则中规定的剂量下限是 10  $\mu$ Sv/a, 10  $\mu$ Sv/a 是 2014 年 IAEA BSS 规定的放射性材料解控剂量。美国场址补救准则中没有规定剂量下限。

4) IAEA 场址补救准则中没有规定区分受限与不受限解控场址的剂量, 但规定这一剂量应该在 300  $\mu$ Sv/a 与 10  $\mu$ Sv/a 之间, 其中, 300  $\mu$ Sv/a 是 2006 年 IAEA 安全导则(SG, Safety Guide)建议对场址补救应用的剂量约束, 在数值上等于 2007 年 ICRP 建议书推荐的废物处置所致公众照射个人剂量约束。美国场址补救准则中规定的区分受限与不受限解控场址的剂量是 0.25 mSv/a, 0.25 mSv/a 在数值上等于 2020 年美国 CFR 对独立乏燃料贮存装置(ISFSI, Independent Spent Fuel Storage Installation)生产和受监测可回收贮存(MRS, Monitored Retrieval Storage)装置正常运行和预期偶发事件期间放射性流出物所致受控区域以外任一真实个人照射规定的全身剂量限值。

综上, 本文基于以下考虑提出了我国核电机组核事故应急后场址补救剂量准则。

- 1) 以尽量符合我国国家标准 GB 18871-2002 对实践所引起照射的辐射防护规定为主要原则。
- 2) 以尽量满足我国未来一体化核电机组退役与场址补救方案的迫切需求为主要目标。
- 3) 以 IAEA 和美国核装置核事故应急后场址补救准则为主要参考。

本文提出的我国核电机组核事故应急后场址补救剂量准则(见图 1)是:

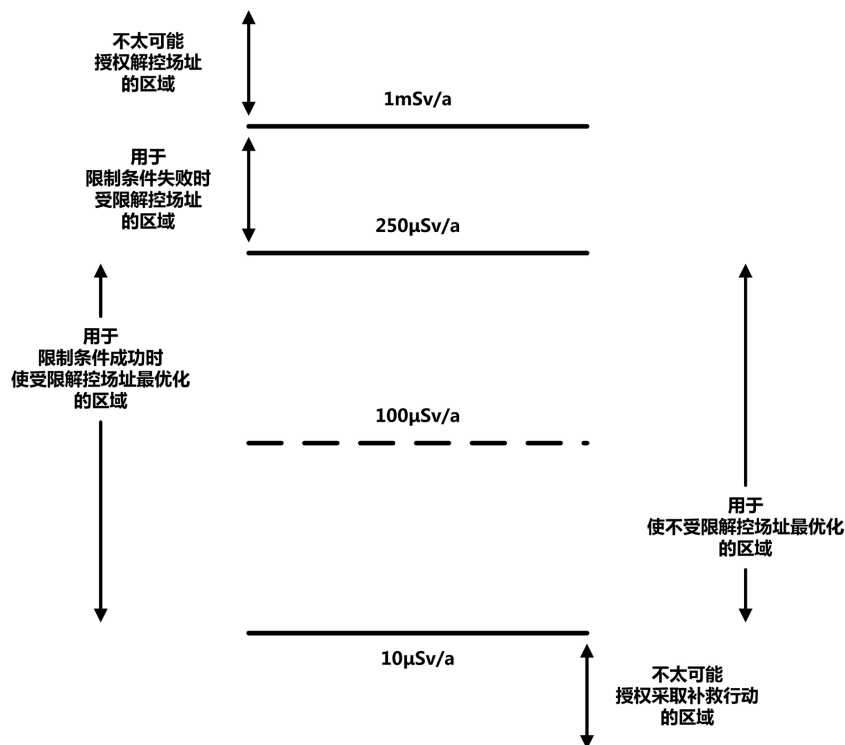
1) 我国受以往核事故应急后残存放射性材料影响的核电场址补救应该作为持续照射情况处理, 使用的量应该是不同于本底辐射的场址残存放射性材料所致公众关键人群组平均成员预期个人有效剂量。

2) 我国核电机组核事故应急后场址补救剂量应该在  $10 \mu\text{Sv/a}$  与  $250 \mu\text{Sv/a}$  之间选取, 并且应该考虑场址未来使用, 按照防护最优化原则, 为每个待退役核电机组确定特定的最优化场址补救剂量, 推荐值是  $100 \mu\text{Sv/a}$ 。

3) 如果不同于本底辐射的场址残存放射性材料所致公众关键人群组平均成员: ①  $10 \mu\text{Sv/a} <$  预期个人有效剂量  $\leq 100 \mu\text{Sv/a}$ , 可以授权不受限解控场址; ②  $100 \mu\text{Sv/a} <$  预期个人有效剂量  $\leq 250 \mu\text{Sv/a}$ , 可以授权受限解控场址, 但必须对限制条件做出具体的规定。

4) 如果使用限制条件使不同于本底辐射的场址残存放射性材料所致公众关键人群组平均成员预期个人有效剂量  $\leq 250 \mu\text{Sv/a}$  失效, 可以将受限解控场址的剂量上调至  $1 \text{mSv/a}$ , 但必须提供在技术上不可实现、昂贵的令人望而生畏或会导致净的公众或环境损害的充分证明。

5) 除非另有规定, 如果不同于本底辐射的场址残存放射性材料所致公众关键人群组平均成员: ① 预期个人有效剂量  $\leq 10 \mu\text{Sv/a}$ , 不应该授权对场址采取补救行动; ②  $1 \text{mSv/a} <$  预期个人有效剂量, 不应该授权解控场址。



**Figure 1.** A dose criterion for site remediation after a nuclear accident emergency in nuclear power units in China

**图 1.** 我国核电机组核事故应急后场址补救剂量准则

图 1 中的剂量:

1) 10  $\mu\text{Sv/a}$  取自 GB 18871-2002 规定的放射性材料解控准则。

2) 250  $\mu\text{Sv/a}$  基于以下考虑确定: ① GB 18871-2002 规定的放射性残存物持续照射剂量约束, 即: 剂量约束值通常应在公众照射剂量限值 10%~30% (即, 0.1  $\text{mSv/a}$ ~0.3  $\text{mSv/a}$ ) 的范围之内; ② 我国国家标准 GB 6249-2011《核动力厂环境辐射防护规定》规定的核动力厂运行状态下的剂量约束值, 即: 任何厂址的所有核动力堆向环境释放的放射性物质对公众中任何个人造成的有效剂量, 每年必须小于 0.25  $\text{mSv}$  的剂量约束值。

3) 100  $\mu\text{Sv/a}$  基于以下考虑确定: ① 我国核电场址多是滨海多机组场址、土地珍贵[16], 延迟拆除至与其他非事故机组同时退役很可能是事故机组的首选退役方案, 并且尽快恢复其他非事故机组运行, 甚至在事故机组安全封存结构附近尽快新建更先进的核电机组以维持不低于事故前的供电负荷需求很可能是核电场址的首选补救目标[17]; ② 研究表明, 从 1  $\text{mSv/a}$  移向 100  $\mu\text{Sv/a}$ , 补救行动(例如, 清除行动)所致公众健康效益明显增加, 但如果要进一步降低公众个人有效剂量(即, 从 100  $\mu\text{Sv/a}$  移向 1  $\mu\text{Sv/a}$ ), 即使为清除行动付出更大代价, 也不会明显增加公众健康效益; ③ 先进核电机组运行状态下所致公众个人有效剂量小于 150  $\mu\text{Sv/a}$  (250  $\mu\text{Sv/a}$  与 100  $\mu\text{Sv/a}$  的差)不难实现[18], 也就是说, 在事故机组安全封存结构附近尽快新建更先进的核电机组以维持不低于事故前的供电负荷需求不难实现; ④ 场址解控剂量与材料解控剂量不同且大于材料解控剂量合理, 因为材料解控可能频繁地发生在实践的整个寿期以及终止阶段, 并且已解控材料可能进入用途广泛的任何潜在贸易, 而场址土地一直在那, 并且已解控场址土地未来使用的确定性程度高于已解控材料, 因此解控材料应该使用更小量级的解控剂量, 而解控场址可以使用较高量级的解控剂量[14] [19]; ⑤ 韩国的监管实践[20]。

4) 1  $\text{mSv/a}$  取自 GB 18871-2002 规定的实践所引起公众照射个人有效剂量限值。

虽然本文提出的我国核电机组核事故应急后场址补救剂量准则以尽量符合 GB 18871-2002 的辐射防护规定为主要原则, 但从图 1 中剂量与 IAEA 和美国场址补救剂量准则中剂量的比较可以看出, 即使未来对 GB 18871-2002 进行修订, 本文提出的我国核电机组核事故应急后场址补救剂量准则仍将适用。另外, 本文提出的我国核电机组核事故应急后场址补救剂量准则还适用于受正常退役过程中事故所致放射性材料污染的场址以及其他核装置。

## 6. 结论

本文基于对 IAEA 和美国核事故应急后场址补救准则的对比分析以及韩国的监管实践, 以及对我国一体化核电机组退役与场址补救迫切需求和我国现有相关辐射防护规定的考虑, 对可用于我国核电机组核事故应急后场址补救目的的剂量准则开展研究, 得出了以下结论:

- 1) 我国核电机组核事故应急后场址补救作为持续照射情况处理。
- 2) 场址补救剂量在 10  $\mu\text{Sv/a}$  与 250  $\mu\text{Sv/a}$  之间选取, 推荐值是 100  $\mu\text{Sv/a}$ ; 小于 100  $\mu\text{Sv/a}$ , 不受限解控场址; 大于 100  $\mu\text{Sv/a}$ , 受限解控场址。
- 3) 特殊情况, 可以上调场址补救剂量, 但不超过 1  $\text{mSv/a}$ 。
- 4) 不太可能授权 10  $\mu\text{Sv/a}$  以下的场址补救。
- 5) 不太可能授权 1  $\text{mSv/a}$  以上的场址解控。

## 参考文献

- [1] International Atomic Energy Agency (IAEA) (2007) Remediation Process for Areas Affected by Past Activities and Accidents: No. WS-G-3.1. IAEA, Vienna.
- [2] International Atomic Energy Agency (IAEA) (2016) Revision of Safety Guide WS-G-3.1 on Remediation Process for

Areas Affected by Past Activities and Accidents: DS468. IAEA, Vienna.

- [3] Mobbs, S., Or, P. and Weber, I. (2019) Strategic Considerations for the Sustainable Remediation of Nuclear Installations. *Journal of Environmental Radioactivity*, **196**, 153-163. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2017.07.018>
- [4] International Atomic Energy Agency (IAEA) (2009) Integrated Approach to Planning the Remediation of Sites Undergoing Decommissioning: No. NW-T-3.3. IAEA, Vienna.
- [5] 杨岩飞, 张天祝, 吴岳雷. 我国核电厂退役安全许可研究迫在眉睫[J]. 中国核工业, 2014(11): 10-13.
- [6] 王鑫, 魏淑虹, 戴波. 关于我国核电厂退役工作的思考[J]. 核动力工程, 2019, 40(3): 1-5.
- [7] 李志华, 刘敏, 曹俊杰. 对我国运行核电厂退役准备的思考与建议[J]. 核安全, 2020, 19(3): 70-75.
- [8] International Atomic Energy Agency (IAEA) (2014) Decommissioning of Facilities: No. GSR Part 6. IAEA, Vienna.
- [9] American Nuclear Regulatory Commission (NRC) (2013) Decommissioning of Nuclear Power Reactors: R.G. 1.184 Rev1. NRC, Rockville.
- [10] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. 反应堆退役环境管理技术规定: GB/T 14588-2009 [S]. 北京: 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局, 2014.
- [11] International Atomic Energy Agency (IAEA) (2014) Experiences and Lessons Learned Worldwide in the Cleanup and Decommissioning of Nuclear Facilities in the Aftermath of Accidents: No. NW-T-2.7. IAEA, Vienna.
- [12] International Atomic Energy Agency (IAEA) (2003) Remediation of Areas Contaminated by Past Activities and Accidents: No. WS-R-3. IAEA, Vienna.
- [13] International Atomic Energy Agency (IAEA) (2014) Radiation Protection and Safety of Radiation Sources International Basic Safety Standards: No. GSR Part 4. IAEA, Vienna.
- [14] International Atomic Energy Agency (IAEA) (2006) Release of Sites from Regulatory Control on Termination of Practices: No. WS-G-5.1. IAEA, Vienna.
- [15] American Office of the Federal Register National Archives and Records Administration (2020) Standards for Protection against Radiation: 10 CFR Part 20. Office of the Federal Register National Archives and Records Administration, College Park.
- [16] 张露, 汪洋, 彭浩. 加强核设施退役能力建设, 促进厂址无限制开放利用[J]. 核安全, 2018, 17(2): 6-10.
- [17] 李民权, 关玉蓉. 核电厂退役探讨——对我国核电厂退役的几点建议[J]. 南华大学学报(社会科学版), 2011, 12(5): 1-4.
- [18] 叶常青. 关于物料解控和场址开放[J]. 辐射防护, 2004, 24(1): 24-35.
- [19] 夏益华, 张见红. 关于放射性场址开放和物料解控中的剂量约束值[J]. 辐射防护通讯, 2007, 27(6): 1-4.
- [20] Byon, J., Park, S. and Ahn, S. (2020) Preliminary Surface Soil Area Factor for Elevated Residual Radioactivity of Kori Unit 1 Considering Adjacent Unit 2. *Annals of Nuclear Energy*, **135**, Article ID: 106958. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.106958>