

解读 10 CFR Part 57

——为轻微潜在后果反应堆量身定制的监管框架



美国核监管委员会（NRC）提出的名为“第 57 部分”的新许可框架，旨在检验监管能否做到其常言之目标：使监管负担与实际风险相匹配。第 57 部分将为一类特定反应堆建立新的许可框架，主要针对微型反应堆和其他具有极低场外潜在后果的设计。如果该法规能按预期发挥作用，它将使这些反应堆的许可、制造和部署变得更加容易，同时又不削弱 NRC 保护公众健康与安全的义务。

**Guidelines for Preparing and
Reviewing Applications
Under 10 CFR Part 57**

Draft Report for Comment

Office of Nuclear Reactor Regulation

第 57 部分与 NRC 现行法规（如针对大型反应堆许可的第 50 和 52 部分）不同，因为它为首先满足严格准入标准的反应堆提供了一条许可路径。该法规的核心理念是：某些反应堆因体积足够小、结构足够简单且后果影响足够低，若直接套用为大型商用发电反应堆制定的许可框架，可能会增加成本和延误，却无法带来相应的安全价值。该法规源于数十年来对研究堆的运行与监管经验。

但这仍是一项拟议法规。准入标准、应急规划条款、制造与建造路径，以及远程和自主运行背后的假设，将决定第 57 部分能否真正实现基于风险的监管——还是仅仅制造了一系列新的边界问题。

Part 57 试图解决的问题

传统的商用核能许可体系是围绕大型轻水反应堆建立的。此类核电厂具有较大源项、复杂的安全系统、庞大的场址特定基础设施，且潜在事故后果严重，因此需要进行全面审查。监管架构反映了这一历史背景。

新的 53 部分法规已于 4 月 29 日生效，该法规建立了一个技术包容性的许可框架，更契合先进反应堆技术和现代风险分析。该框架体现了监管模式正从纯粹的确定性监管向风险指引与性能导向的系统过渡，但尚未完全转型。微型反应堆及其他某些先进设计无法完全归入上述任一模式。它们可能拥有更少的核材料库存、更低的衰变热、更简化的安全论证，且对操纵员干预的依赖程度更低。部分反应堆可能在工厂制造，运往部署地点，通过远程监控运行，并用于非传统电网规模发电的应用场景。

如果反应堆具有较小的源项、较低的衰变热、非能动或固有安全特性，且事故后果低于拟议的剂量阈值，那么许多

传统要求可能与风险不匹配。在这种情况下，重复大型反应堆的许可程序可能会导致成本增加和延误，却无法带来相应的安全收益。

这一点对微型反应堆尤为重要，因为其预期价值取决于当前许可流程可能难以充分适应的部署模式。如果将每个部署项目都视为量身定制的大型反应堆项目，那么许多应用场景即便完全达到安全标准，也可能永远无法实现商业可行性。如果风险足以证明这种负担是合理的，那么这种情况或许可以接受。

第 57 部分及所有基于风险的监管，均基于“监管应与后果成比例”这一前提。将本质上不同的风险特征视为同等的框架，并不能默认提供更强的保护。这种做法还可能导致流程更慢、结果更难预测，且无法聚焦于最关键的安全问题。

筛选路径，而非通用捷径

第 57 部分最重要的特征在于，并非所有反应堆都能适用。这是一条经过筛选的途径。反应堆必须首先满足旨在限定其后果的准入标准，才能使用这些简化规定。

拟议规则采用了两个主要门槛。第一个是基于剂量的标准。申请人必须以合理的保证证明，在限定假设事故发生后，处于非限制区域的个人在事故持续期间所受的总有效剂量

当量不会超过 1 雷姆。第二个是燃料质量限制。钚、铀和钷的总库存不得超过 10 公吨。

这些标准界定了该法规的适用范围。若某项设计无法满足这些标准，则必须采用其他许可框架。若某项设计能够满足这些标准，NRC 提议可简化或取消部分传统要求，因为潜在的公众影响已受到严格限制。

这一框架逻辑自洽。这也是审查工作应重点关注之处。

历史上，监管往往将反应堆容量作为衡量风险的粗略指标。这种方法并不完善。发电量和热能本身并不等同于安全风险。新型反应堆设计正日益将发电与安全论证分离。在某些设计中——例如 TerraPower Natrium 设计——电力转换系统并不属于获许可的安全系统。在微型反应堆应用中，某些部署可能完全不涉及发电。

在某些情况下，燃料质量可能比功率更适合作为风险指标，因为它与源项和余热的关系更为直接。较少的燃料库存可以限制可释放的放射性物质总量，并减少停堆后必须管理的余热。这也有助于缓解部分安全担忧。

但燃料质量终究只是一个替代指标。10 公吨的限值在行政管理上或许清晰高效，但它并不等同于直接与衰变热移除、事故后果或厂界剂量挂钩的基于性能的标准。NRC 似乎意识

到了这一问题，因此在拟议法规中征求了关于是否应采用基于性能的替代方案的意见。

如果监管目标是基于后果，那么该法规应明确说明：燃料质量限值究竟是技术上合理的筛选标准、保守的行政边界，还是将适用的反应堆范围限制在狭窄子集的间接手段。

法规的主要组成部分：相似与不同之处

对于符合条件的反应堆，第 57 部分采用了一种许可流程，该流程融合了现有框架的要素，但同时也与之有所不同。

第 57 部分在许多方面基于第 53 部分。第 50 部分采用两步模式，即先颁发建造许可证，随后颁发运行许可证。第 52 部分允许申请人申请联合许可证，基于实质上完整的设计，在单一许可程序中同时解决建造许可和运营许可。第 53 部分采用了其他框架中可用的许可证类型，但将其置于基于业绩的监管框架之下。第 57 部分将两步法与申请时需具备最终且完整的设计和分析的要求相结合。

该要求与基于剂量的资格标准及燃料质量限制共同构成一项额外的实际准入条件。区别在于，第 57 部分将简化流程的前提设定为：在审查开始前设计已基本确定。正是这种前置性立场，使得 NRC 能够考虑对整批相同反应堆进行

一次全面的安全审查、可能仅举行一次裁决听证会，并在申请受理后 6 至 12 个月内作出运行许可证决定。

第 57 部分还规定了标准设计批准和通用最终性，允许在未来的申请中引用已解决的设计问题。这对任何旨在复制的技术都至关重要。如果 NRC 已经审查过某项设计特征、运行方案或安全依据，那么重复就同一问题进行重新审议不应成为常态。只有当许可流程真正认可标准化时，标准化才能产生监管价值。

一个显著的突破在于，第 57 部分将以有限但重要的方式采用通用许可。NRC 并未提议对整座反应堆颁发通用许可。该机构认为，核反应堆仍属于《原子能法》下需接受具体许可管控的利用设施。相反，NRC 在法律赋予委员会更大裁量权的领域采用通用许可：重要部件、特定施工活动，以及独立于运营商的设施中的反应堆操纵员。

其次，第 57 部分将为工厂预制反应堆开辟一条更切合实际的途径。制造许可证可允许在将反应堆运往部署地点之前，先进行制造、装料和测试。这对微型反应堆而言可能是最重要的条款之一，因为许多此类设计依赖的部署模式更接近于制造，而非传统的现场特定核设施建造。

第三，就建造而言，拟议的一般许可证仅适用于参考具有通用最终性的已批准设计的“第N座同类”设施的有限活动。在建造许可证颁发之前，该许可证不允许将特殊核材料或制造好的反应堆运至现场。该条款旨在加快场地准备和部署，同时保持反应堆本身的许可边界。

这虽能加速部署，但也把项目风险转嫁给了开发商。如果企业在获得最终批准前开始施工，就承担了项目可能需要变更——或可能无法获批的风险。这种风险分配本身并非不妥。开发商通常会在所有监管不确定性都解决之前就做出投资决策。但该法规应明确哪些问题已真正解决、哪些仍悬而未决，以及哪些风险是由申请人承担而非转嫁给公众的。

第四，第 57 部分还将允许在质量保证和财务资质方面采取更灵活的做法。

应急规划体现了该法规的逻辑

应急规划是体现“相称性”论点最为直观的领域。

第 57 部分仍将要求制定应急计划。它要求申请人应对意外释放、放射性物质失控及相关危害。同时，还要求与场外组织进行协调。但该部分不会要求适用的反应堆必须设定预先界定的应急规划区（EPZ）。

对于大型反应堆，应急规划区反映了在厂区边界之外可能需要采取防护措施的可能性。对于必须首先满足严格剂量基准准入标准的反应堆，其逻辑则有所不同。这些设计通过满足第 57 部分的准入标准，实际上已超越了现有框架中允许设置厂区边界应急规划区的法规要求。如果某项设计已证明其边界事故不会超过拟定的厂界剂量阈值，那么反复评估其是否需要一个大型预定义 EPZ 可能就变得多余了。

这并不意味着应急规划没有必要。针对特定厂址的应急计划仍需具有可信度、稳健性，并依赖于对基础事故分析的信心。厂外协调可能仍然需要。应急人员仍需得到保护。但应急规划的形式应反映反应堆可能造成的后果。

这并非监管中前所未有的概念。风险有限的研究堆监管方式往往与大型商用反应堆不同。许多此类反应堆的应急计划并不包含大型动力反应堆所要求的同类场外应急规划区。第 57 部分将把这种比例原则的变体延伸至商用框架中。

远程操作与自主运行需经监管机构审查

运行条款值得更多关注。对于大型商用反应堆，监管体系假定存在有人值守的控制室、全面的现场特定运行监督以及驻厂检查模式。这些假设对于该体系最初旨在监管的大型电厂而言是合理的。

第 57 部分将引入超越排班改革的运行灵活性。它将允许远程监控、远程操作和自主功能。该部分将调整人员配置和培训要求，包括针对那些操纵员干预并非维持安全核心要素的设施，引入“通用许可反应堆操纵员”制度——这一概念源自第 53 部分。就人员而言，“通用许可反应堆操纵员”概念反映了不同的运行前提：若设施能证明无需操纵员干预即可将反应堆维持在相关安全标准内，监管重点便可从个体操纵员许可转向持证方的培训、资质和熟练度计划。对于操纵员独立型微型反应堆而言，这在理论上是合理的，但前提是其基础安全论证必须经得起考验。第 53 部分提到了“自主型缓解”与“交互依赖型缓解”设施。第 57 部分则使用了“操纵员独立型”和“操纵员依赖型”设施的术语。

对于潜在后果较轻微的微型反应堆，安全论证可能有所不同。如果无需操纵员立即采取行动来保护公众，那么许可就不应机械地要求与操纵行为对安全至关重要的电厂相同的人员配置模式。如果符合条件的反应堆无法产生超出严格界限范围的场外后果，那么大型厂址的运行模式可能无法提供实质性的额外保护。

但远程和自主运行也会改变故障模式。它们改变了问题的检测、诊断和纠正方式。它们改变了操纵员和监督员的角

色。它们可能减少某些人为错误途径，同时又会产生其他途径。

这意味着利益相关方在评论中应考虑的正确问题，不是是否应允许远程或自主运行，而是当现场人员减少时，需要哪些制度控制、检查模型、响应预期和数据访问要求。

如果 NRC 不打算在这些设施中安排全职驻厂监督员，就应明确说明将以何种模式替代，以及为何该模式是充分的。如果假设操纵员的行动对安全不具显著影响，该法规应说明如何在设施整个生命周期内验证并维持这一假设。

尽管相同的微型反应堆设计也可适用于第 53 部分，但 NRC 拒绝将其中一些灵活性纳入第 53 部分。因此，第 57 部分成为一个重要的试金石。如果这些变更的依据是低后果准入标准，NRC 应明确阐述其逻辑。如果依据是第 57 部分之外可能存在的技术特性，那么类似的逻辑最终可能适用于其他领域。否则，这些变更并非基于风险评估，而是任意地应用于单一许可框架，这恰恰是第 53 部分试图纠正的情况。

选址、环境与非传统部署

拟议法规包含旨在支持非传统地点部署的环境与选址条款。其中包括针对符合条件项目的《国家环境政策法》（NEPA）潜在类别豁免，以及更灵活的选址方法，允许针

对广阔地理区域提交申请，而非每次都仅限于狭义界定的选址。

第 57 部分还为厂地参数(如地震和气象限值)提供了“通用最终性”机制，通过将 these 事项视为已解决以减少未来申请中的不必要重复，但同时也压缩了针对具体案例进行审查的机会。对于拥有完整获批设计的“第 N 座同类”反应堆而言，这种权衡比针对“首座同类”部署更易被接受。该法规应保持这一区别。

这一点至关重要，因为许多微型反应堆的应用场景并非传统的集中式发电厂。潜在应用包括偏远社区、工业设施、国防设施、灾难响应、采矿作业，以及在大型并网电站难以实施的地区提供供热或供电，甚至包括海上应用。

如果许可框架假设每个部署都像一个大型的、特定场址的发电厂，那么无论反应堆是否足够安全以支持这些应用，这些应用场景都可能无法实现。

这并不意味着选址和环境审查应当取消。这意味着审查应聚焦于那些因选址而异且对设施后果具有实质影响的问题。如果反应堆是标准化且后果较轻微的，审查就不应以选址审查为名，反复重提通用设计问题。

第 57 部分明确了何为核反应堆

第 57 部分还涉及一个独立但重要的管辖权问题：何为核反应堆，以及因此根据《原子能法》（AEA）必须作为利用设施进行监管的对象。

近期的一些论点，包括一起正在进行的诉讼，曾暗示原子能委员会（AEC）和 NRC 从未明确考虑过某些小型反应堆是否应被视为利用设施。拟议的第 57 部分法规使得这一论点更难成立。NRC 声明，其曾考虑过是否可以将某些原本符合第 57 部分要求的反应堆排除在“利用设施”的定义之外，并根据不同的框架进行监管。但 NRC 最终否决了这一做法。

NRC 并非制定新定义，而是重申并延续了一项长期存在的定义：核反应堆是指除原子武器以外，旨在或用于通过自持链式反应维持核裂变的装置。通俗而言，若某装置能达到持续临界状态，NRC 便将其视为反应堆。

新变化在于该机构将该定义与《原子能法》直接关联。NRC 解释了该定义的重要性：自持裂变反应堆对特殊核材料的使用方式，既涉及共同防御与安全，也关乎公众健康与安全。

NRC 还曾探讨过是否应将某些微型反应堆或先进反应堆排除在《原子能法》的利用设施框架之外，并采取其他监管方式。但最终否决了这一方案，结论是：任何能够维持持

续临界状态的反应堆均符合利用设施的法定定义，应继续受许可法规约束。

这虽未能消除关于 NRC 对小型反应堆管辖权的所有法律争议，但改变了辩论的态势。该机构现已通过法规制定记录直接审议了这一问题，并阐明了将此类反应堆视为利用设施的技术依据。因此，第 57 部分强化了“简化监管”与“完全规避反应堆监管”之间的界限。

深入探讨若干议题

第 57 部分在方向上具有重要意义，但仍有若干未决问题值得仔细关注。

纳入标准可能存在范围过宽或过窄的问题。10 公吨的燃料质量上限虽明确，但明确性不等同于精确性。该上限将涵盖 NuScale 动力模块和 X-Energy XE-100，却排除了 GE Verona BWRX-300 和 TerraPower Natrium。如前所述，若将燃料质量作为余热、源项或安全重要性的替代指标，NRC 应阐明该阈值的技术依据。若其他设计能在不同燃料质量或更大物理尺寸下满足相同的后果限值，该法规应说明为何将其排除在外。反之，若 10 公吨的限值能涵盖剂量标准中未充分反映的危害，NRC 应明确说明其理由。

但这里还涉及一个更广泛的监管哲学问题。如果物理尺寸更大的反应堆能够证明其后果同样较低，那么为何它们不能像燃料量少于 10 吨的反应堆那样，获得同样基于风险的对待？

第 57 部分与第 53 部分之间的关系需要澄清。第 53 部分旨在构建一个更广泛、包容各类技术的框架。第 57 部分则范围更窄且流程更精简。如果第 57 部分在概念上基于第 53 部分，NRC 应说明第 57 部分是同一监管哲学下的特例，还是平行框架，并解释为何它不能作为第 53 部分的监管指南——作为命运多舛的 AERI 方法的改进版本。拟议法规中关于参考信息的处理，在第 50 部分、第 52 部分、第 53 部分及相关联邦授权文件之间也应保持内部一致性。目前，第 57 部分的申请者可以引用第 50 部分、第 52 部分以及其他机构的授权文件，但不能引用第 53 部分的许可证。

一个充满希望的框架，但尚未定论

关于 NRC 改革的争论往往陷入一种熟悉的二元对立：该机构要么行动太慢、阻碍创新，要么行动太快、牺牲安全。

这两者都不适用于第 57 部分。更好的问题是，NRC 能否区分风险水平存在根本差异的反应堆，并据此进行监管。

NRC 此前曾做到过这一点。研究堆长期以来一直与大型商用发电反应堆区别对待，因为它们的危害性质不同。第 57 部分试图将这一原则应用于符合严格后果基准的商用反应堆。

这是 NRC 近期所有现代化改革努力中的一项重要考量。NRC 的使命并非使监管负担最大化，而是要在能够证明安全性的情况下，在提供充分保护的合理保障的同时，释放核技术的效益。一个对极低风险技术施加不必要负担的体系，会以另一种方式违背这一使命：即阻碍有益技术的测试、改进和部署。

但反之亦然。只有当准入标准具有实质意义、监管模式可信且运行假设成立时，简化路径才具有正当性。

第 57 部分有望成为针对部分核技术向后果导向型监管转变的重要一步。它认识到并非所有反应堆都应被视为大型商用核电厂。它为那些可能被制造、复制、运输、远程操作或在传统许可假设不适用的场所部署的设计开辟了一条路径。

对于风险确实可控的反应堆而言，这是正确的方向。

但拟议法规并非不言自明。NRC 仍需论证准入标准，阐明确定性限值与性能结果之间的关联，解释其与第 53 部分

的关系，并证明拟议的监管模式足以应对远程、自主及高度标准化的部署。

现阶段，正确的立场既不是一概赞同，也不是本能地反对。第 57 部分值得认真审视，因为它提出了正确的制度性问题：核监管能否在不降低保护水平的前提下实现更恰当的监管。答案取决于具体细节。这些细节现在正由公众意见征询期来确定，该征询期将在未来 45 天内开放。

对外交流合作部 栾海燕 供稿

摘自美国突破研究所

文章内容不代表本公众号观点