

从保守防御到精准施策：美国核监管演变记录

导 言

美国核监管委员会（NRC）的监管体系历经了一场深刻的范式转变。自 1954 年《原子能法》确立确定论方法，到 1995 年以概率风险评估（PRA）为核心的风险指引型监管框架正式成型，这一进程跨越半个多世纪。其间，里程碑式的《反应堆安全研究》（WASH-1400）、1979 年三哩岛事故及 2011 年福岛核事故的教训，推动 NRC 逐步建立起定量安全目标，并在维修、监督及新堆许可中实现了安全资源与实际风险的最优匹配。

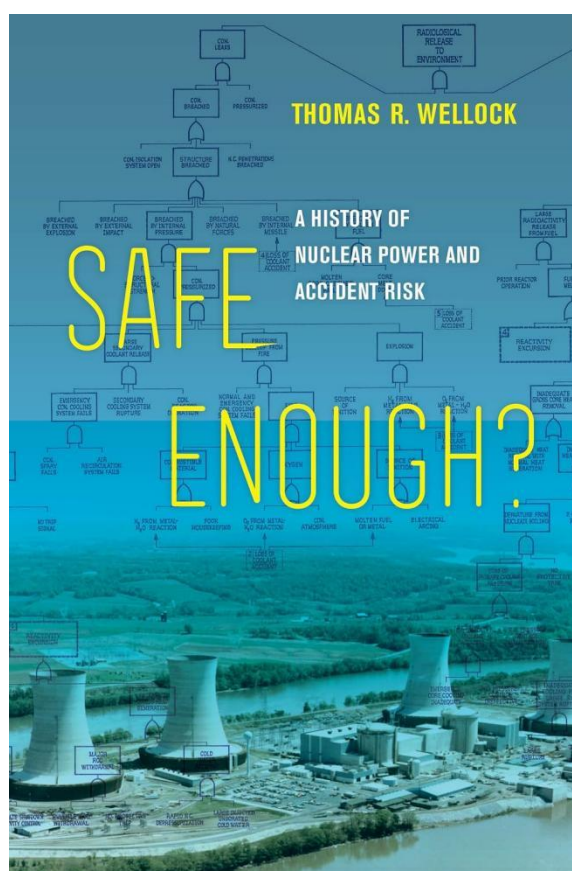


图 1 足够安全吗？核电和事故风险简史

奠基期：保守假设下的早期监管（1950 年代-1960 年代）

1954 年《原子能法》赋予了美国原子能委员会（AEC）及后来的 NRC 建立监管制度的广泛权力。在核电发展初期，由于运行经验和安全分析技术有限，监管主要依赖确定论方法，即通过极度保守的假设来界定“设计基准事故”和“最大可信事故”。

1962 年，AEC 出台了首个反应堆选址标准（10 CFR Part 100），基于安全壳在严重事故下仍能保持完整的假设。1967 年，由威廉·K·厄尔根领导的特别工作组发布报告，若应急堆芯冷却系统（ECCS）失效，冷却剂丧失事故（LOCA）可能导致安全壳破损。这一发现被视为“反应堆监管发展历程中的一个里程碑”。

催化剂：WASH-1400 与三哩岛事故的深刻教训（1970 年代）

1975 年发布的《反应堆安全研究》（WASH-1400）是核监管史上的分水岭。该研究首次系统性地尝试对商业核电站潜在事故给公众带来的风险进行现实评估，深入分析了两种具体设计——配备 Mark I 安全壳的桃花谷（Peach Bottom）沸水堆，以及配备低于大气压安全壳的萨里（Surry）压水堆。研究得出结论：低概率且后果严重事故（涉及堆芯熔毁和安全壳失效）是主要风险，且人为错误和支持系统的重要性此前被严重低估。

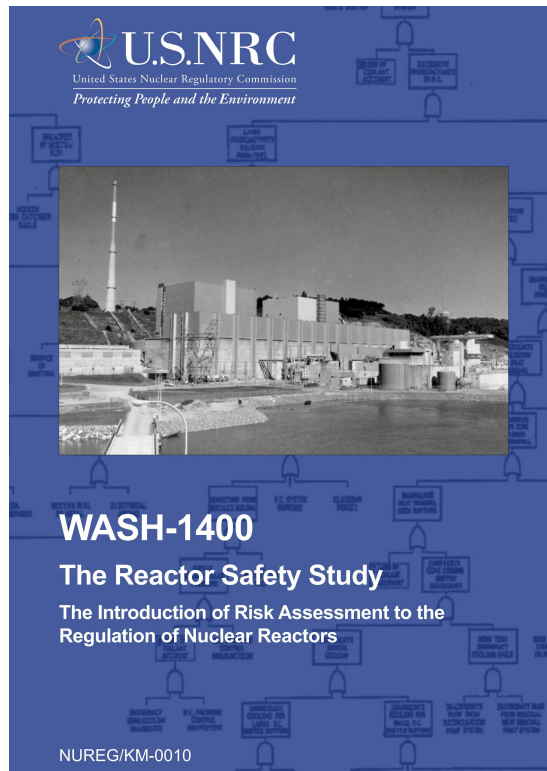


图 2 1975 年发布 WASH-1400

WASH-1400 发布后引起巨大争议。应国会要求,NRC 于 1976 年设立了一个由加州大学物理学教授哈罗德·刘易斯主持的风险评估独立审查小组,于 1978 年 9 月发布审查报告(即“刘易斯报告”)。该报告认为,WASH-1400 是“一项认真负责且诚实的努力”,采用了“可靠的方法论”,但对其执行摘要的确定性表述提出了批评。

1979 年三哩岛事故(TMI-2)验证了 WASH-1400 关于小破口 LOCA 和人为失误的预测。三哩岛事故调查委员会在其报告中指出:“我们早已超越了现有那种程式化的设计基准事故审查方法所能应对的范围。该流程不足以精准识别许多重要的设计缺陷,也根本无法解决所有相关的设计问题。”该事件促使 NRC 暂停许可审批,并启动了三哩岛行动计划(NUREG-0660),不仅

引入了严重事故管理指南，还催生了更系统的监管反思。

定量时代：安全目标与 PRA 的广泛应用（1980-1990 年代）

三哩岛事故后，NRC 开始将概率风险评估（PRA）从理论工具转变为实际监管手段，用于识别风险优先级和解决未决安全问题。

在法规层面，NRC 于 1983 年通过未能紧急停堆的预期瞬态（ATWS）法规（10 CFR 50.62），要求安装硬件以提高可靠性；20 世纪 80 年代后期，又基于技术研究成果制定全厂断电（SBO）法规（10 CFR 50.63），要求核电厂具备在特定时长内抵御双重电源丧失的能力。

1986 年，NRC 发布定量安全目标政策声明，明确可接受的风险水平，即核风险不应使其他社会风险显著增加；在具体指标上，规定核电厂附近平均个人因事故导致的即时死亡风险不应超过其他事故总和的 0.1%，癌症死亡风险不应超过所有其他原因总和的 0.1%。为便于实际监管决策，NRC 同步确立辅助定量目标：堆芯损坏频率（CDF）不高于 10^{-4} /反应堆年，大规模早期释放频率（LERF）不高于 10^{-5} /反应堆年。

政策里程碑：1995 年 PRA 政策声明与风险指引型监管

1995 年，NRC 发布具有里程碑意义的《PRA 政策声明》，正式倡导所有监管事务中，在技术条件允许的范围内，最大程度地使用 PRA 作为确定论方法的补充。这一转变不仅旨在增强安

全性，更致力于消除不必要的监管负担。

反应堆安全保障咨询委员会（ACRS）对此表示支持，并强调“PRA 可以成为评估监管质量、并有助于确保监管和行业资源得到最优利用的有力工具”。该声明开启了风险指引型监管时代，NRC 开始修改法规，将监管重点聚焦于对安全贡献最大的领域。

实践验证：风险指引性理念应用（1990 年代末-21 世纪初）

在多个具体领域中引入风险指引型理念，取得了显著成效，实现了安全与效率的双赢：

维修规则（10 CFR 50.65，1999 年）：要求持证方在开展维护活动之前，评估其对电厂安全功能的影响。该规则成功将风险概念引入维护优先级排序，并为在电厂日常运行中利用风险信息奠定了基础。

反应堆监督大纲（ROP，2000 年）：取代此前依赖主观判断的持证方业绩系统性评估（SALP）程序。新的 ROP 结合修订后的检查程序、重要性确定流程和绩效指标，提供了“更客观、更透明的评估”。

基于风险评估的、针对特定电厂许可依据变更所作的决策（监管导则 RG 1.174，1998 年）：为持证方使用 PRA 结果和风险见解支持其修改电厂设计、运行或其他需 NRC 批准的许可基础活动提供指导。该法规引入综合决策过程，要求将风险信息与纵深防御理念、安全裕度及性能监测结合考虑，并定义了“风险

指引决策”概念，明确决策不应仅基于 PRA 结果。

RG 1.174 与 RG 1.175（在役测试）、RG 1.177（技术规格书）、RG 1.178（在役检查）等配套应用法规共同使用，为在役检查（ISI）、技术规格书（TS）变更和在役测试（IST）等领域广泛自愿应用风险指引提供了统一的决策框架。

风险指引在其他领域的应用：

- 构筑物、系统和部件分级处理（10 CFR 50.69，2004 年）：新增为核电厂构筑物、系统和部件（SSCs）的风险指引分级与处理提供自愿性替代方法。允许持证方依据 PRA 结果对 SSC 按安全重要性进行分类，并相应放宽对安全重要性低的相关 SSC 的“特殊处理”要求。

- 氢气控制法规修订（10 CFR 50.44，2003 年）：根据风险指引方法修订轻水堆可燃气体控制系统标准。取消了设计基准失水事故下的氢气释放及相应氢气复合器和吹扫系统要求，同时取消禁止在可能加剧安全壳挑战时排放反应堆冷却剂系统的限制；但保留 Mark III 和冰凝器安全壳的氢气控制系统要求，以及 Mark I 和 Mark II 安全壳的惰化要求，从而在降低电厂不必要负担的同时维持关键安全功能。

- 基于业绩的消防保护大纲（10 CFR 50.48(c)，2004 年）：修订消防保护法规，新增 50.48(c)款，允许持证方自愿采用符合美国消防协会 NFPA 805 标准的消防保护大纲。允许持证方基于

电厂特定的火灾 PRA 实施风险指引变更，无需事先经 NRC 逐案审查批准。

技术深耕：PRA 方法论的成熟与标准体系确立（1980 年代-21 世纪初）

WASH-1400 与三哩岛事故后，NRC 并未止步于早期研究，而是持续推动 PRA 技术迭代与标准化。1990 年发布的严重事故风险评估（NUREG-1150），对五座典型电厂进行系统再评估，首次大规模纳入不确定性量化与专家判断，深化对堆芯熔毁进程、安全壳响应及放射性源项释放行为的认知。

此后，NRC 联合美国能源部（DOE）与电力研究院（EPRI），相继发布地震概率危险分析、火灾 PRA 方法、火灾人因可靠性及不确定性处理等导则，逐步构建起覆盖主要外部灾害与人为因素的方法论体系。同时，核工业界通过核能研究所（NEI）PRA 同行评议程序与 EPRI PSA 应用指南，系统提升 PRA 质量；美国机械工程师学会（ASME）与美国核学会（ANS）联合制定 PRA 标准，NRC 则以监管导则 RG 1.200（2009 年）明确 PRA 技术充分性的可接受判定路径，为风险指引决策提供坚实的技术基石。

再审视：福岛事故后的监管反思与纵深防御再平衡（2011 年）

2011 年福岛核事故后，NRC 成立短期工作组（NTTF）对监管体系进行系统性复盘。NTTF 认为，纵深防御哲学在 PRA 技术支持下仍应作为首要组织原则，但建议通过“明确纳入超设计

基准事件要求”来强化其应用，并提议建立“逻辑清晰、系统完善且连贯的监管框架”。在此基础上，NRC 迅速推进地震与洪水危险再评估、全厂断电（SBO）监管行动、Mark I/II 安全壳可靠排期装置改造，以及严重事故管理指南（SAMGs）与应急准备的整合强化。

关于纵深防御与风险指引的边界，ACRS 早在 1999 年就曾致信时任 NRC 主席雪莉·安·杰克逊，警示应避免随意援引纵深防御原则来规避基于定量风险分析进行必要调整的现象。NRC 委员乔治·阿波斯托拉基斯进一步区分了“风险指引决策”与“基于风险决策”：前者要求决策必须结合纵深防御理念、安全裕度及性能监测进行综合考量，而非仅依赖 PRA 结果。福岛事故前，阿波斯托拉基斯领导的风险管理任务组（RMTF）已提出更全面的风险指引、基于业绩监管愿景，建议为超设计基准事故设立“设计增强”监管类别，以风险为安全度量，采用业绩基准并考虑成本，实施场址特定化管理。尽管 NRC 委员会最终认为，在当时条件下不宜立即转向完全整合的风险管理监管框架（RMRF），但相关分析为后续改革提供了重要参照。

许可进阶：风险信息在新反应堆审批中的制度化应用（1989 年-2007 年）

随着 PRA 技术成熟，NRC 将其纳入新反应堆许可的刚性要求。1989 年新增的 10 CFR Part 52 规定设计认证（DC）与建造与运行联合许可证（COL）申请须包含设计特定 PRA。2007 年

修订后的 **Part 52** 进一步明确：**DC** 申请仅需提交 **PRA** 描述及结果，而 **COL** 申请则需在最终安全分析报告（**FSAR**）中纳入电厂特定 **PRA**；同时，**10 CFR 50.71** 要求 **COL** 持有者持续维护并升级其 **PRA**。

在实际审查中，**PRA** 见解被广泛应用于识别潜在设计特征与运行脆弱性、降低或消除重大风险来源，以及对非安全相关系统进行监管处理。**NRC** 亦借助 **PRA** 优化技术审查流程，将监管资源集中于对电厂安全贡献最大的设计要素，从而显著提升许可审查的针对性与效率。

前沿布局：面向先进非轻水堆的风险指引监管框架（2006 年后）

针对高温气冷堆、钠冷快堆等新一代非轻水堆，**NRC** 正着力构建“风险指引、技术包容、基于业绩”的监管框架。**NRC** 及其前身 **AEC** 曾有审查非轻水堆的历史，但早期审查高度依赖工程经验与个案判断，缺乏标准化指引。1986 年，**NRC** 发布先进反应堆监管政策声明，鼓励设计方与监管机构提前互动。此后，在 **PRISM**（1994 年）、**PBMR**（2006 年）及下一代核电厂 **NGNP**（2010 年）等预申请安全评价中，逐步发展出以频率-后果限值为核心的许可基准事件（**LBE**）选择方法。**NUREG-1860**（2007 年）进一步提出技术包容（或技术中立）框架，主张从特定设计 **PRA** 中筛选事件序列作为 **LBE**，并依据频率-后果验收准则确定设计参数与设备安全分级。

2016 年，NRC 在其发布的战略中明确：近五年内，依据现有法规为先进非轻水堆建立灵活的审查流程，包括概念设计审查与分阶段审查；未来五年，则着手开发全新的非轻水堆监管框架，确保监管审查力度与先进堆设计带来的实际风险相称，从而在保障安全的前提下，为核能技术的持续创新与部署提供清晰的监管路径。

结 语

美国核监管流程的演变，是一部从“一刀切”的保守防御向“量体裁衣”的精准治理进化的历史。通过引入定量风险评估、结合专家智慧与运行经验，NRC 不仅提升了监管效率，更为全球核安全治理提供了宝贵的实践范本。

对外交流合作部张鸥 供稿

编译自《核能进展》2018 年第 102 期《美国核监管流程改革》

文章内容不代表本公众观点