



风险指引型应用相关术语 手册

2025 年 5 月



目录

1、 风险指引型核安全监管相关术语	1
风险指引	1
风险指引技术	2
风险指引型设计	3
风险指引型设备分级	4
风险指引型在役检查	5
风险管理型技术规格书	6
风险指引型核安全监管	7
标准化电厂风险分析模型	8
风险评价	9
概率论方法	10
2、 配置风险管理与维修规则相关术语	11
活态概率安全分析	11
配置风险管理	12
瞬时风险	13
零维修风险	14
累积风险增量	15
允许配置时间	16
风险监测工具	17
维修规则	18
性能指标	19
性能监测	20
维修有效性	21
风险重要度	22
基于性能	23
3、 反应堆监督大纲相关术语	24



目录

始发事件	24
缓解系统性能	25
性能指标体系	26
重要度确定程序	27
4、 监管决策	28
风险	28
安全与风险	29
NRC的风险指引监管决策	30
NRC的安全目标	31
风险指标与安全目标	32
NRC怎么使用风险信息	33
NRC关于PRA应用的政策	34
NRC在哪些地方使用PRA	35
NRC为什么要在监管决策中使用PRA	36
有了核事故统计，是否还需要PRA	37
5、 PRA/PSA基础	38
PRA/PSA能用来预测未来吗？	38
用频率表示可能性	39
什么是CDF的百分位数	40
既然CDF具有不确定性，CDF的均值对决策还有意义吗？	41
随机不确定性和认知不确定性	42
PRA最有价值的产出是什么？	43
PRA应该是保守的吗？	44
PRA是一个成熟技术吗？	45
PRA怎么反映运行经验和其他新讯息？	46
PRA及风险指引决策的国际现状	47
PRA就是事件树/故障树分析吗？	48
6、 结束语	49



1、风险指引型核安全监管相关术语

风险指引

The approach covering the analysis, decision-making and management of risk information. This approach integrates risk information with the factors that traditional engineering analysis takes into account, so that the attention levels of the operating units and the nuclear safety regulatory agencies to the design and operation of nuclear power plants are consistent with their emphasis on health and safety.

涵盖风险信息和分析、决策和管理的办法。该方法将风险信息与传统工程分析要考虑的因素结合起来，使得营运单位和核安全监管机构对核动力厂的设计和运行的关注水平与他们对健康和安全的重视程度相一致。



1、风险指引型核安全监管相关术语

风险指引技术

Taking into account the results of risk analysis and other factors of management norms (such as deterministic analysis, engineering and expert judgment, safety margin, etc.), the method and technology for power plants to consider design and operation issues based on the importance of nuclear safety and radiation protection should be adopted. The risk informed technology covers a very wide range of contents. Currently, the frequently mentioned ones include: risk informed equipment classification, risk guidance in-service inspection, risk guidance technical specifications, and risk guidance nuclear safety supervision, etc.

将风险分析的结果与管理规范的其它因素（如：确定论分析、工程及专家判断、安全裕量等）综合考虑，使电站根据对核安全和辐射防护的重要程度来考虑设计和运行问题的方法和技术。风险指引技术涵盖的内容非常广泛，目前经常提到的有：风险指引型设备分级、风险指引型在役检查、风险指引型技术规格书、风险指引型核安全监管等。



1、风险指引型核安全监管相关术语

风险指引型设计

Combined with the concept of risk, PSA tool is used in the design stage of nuclear power plant to carry out design optimization, form a risk-based design process, improve the design level, optimize the allocation of resources, and strengthen the design method and system of scientific design decisions.

结合风险的概念，在核动力厂设计阶段使用PSA工具开展设计优化，形成基于风险的设计流程，提升设计水平，优化配置资源，加强设计决策科学性的设计方法和体系。



1、风险指引型核安全监管相关术语

风险指引型设备分级

Carry out risk-oriented safety classification for the equipment of nuclear power plants, and subdivide the two levels of high safety significant and low safety significant on the basis of the two levels of safety related and non-safety related, so as to reduce the unnecessary burden of power plants and optimize power plant resources, strengthen the supervision and management of non-safety related but high safety importance equipment, and improve the safety level of power plants.

对核动力厂的设备开展风险指引型安全分级，在安全相关和非安全相关两个分级的基础上再细分为高安全重要和低安全重要两个级别，从而减轻电厂不必要的负担，优化电厂资源的同时，加强非安全相关但高安全重要度设备的监督管理，提高电厂安全水平。



1、风险指引型核安全监管相关术语

风险指引型在役检查

In-service inspection is a measure to ensure the integrity of the nuclear power plant barrier and to ensure the safe and reliable operation of the power plant. However, the traditional in-service inspection is based on deterministic criteria, and the inspection strategy does not fully consider the real operating environment, historical operating experience and potential degradation factors of the components of a specific nuclear power plant.

在役检查是确保核动力厂屏障完整性的一种措施，是为了确保电站的安全与可靠运行。然而，传统的在役检查基于确定论准则，检查策略未充分考虑特定核电厂真实的运行环境、历史运行经验以及部件潜在的降级可能因素。



1、风险指引型核安全监管相关术语

风险管理型技术规格书

Risk Management Technical Specifications (RMTS) are technical specifications based on specific plant configurations that assess risk to determine in real time when the system is unavailable.

风险管理型技术规格书（RMTS）是基于电厂特定配置的，通过评估风险来实时确定系统不可用时退防时间的技术规格书。



1、风险指引型核安全监管相关术语

风险指引型核安全监管

In the supervision work, the main risk points of nuclear facilities should be identified dynamically and effectively, and the nuclear safety supervision resources should be used more effectively by controlling the main risk contribution, so as to achieve the optimization of the supervision effect.

在监管工作中动态有效识别核设施的主要风险点，并通过控制主要风险贡献，更有效地使用核安全监管资源，以达到监管效果的最优化。



1、风险指引型核安全监管相关术语

标准化电厂风险分析模型

SPAR model is a standardized power plant risk analysis model developed by the United States Nuclear Regulatory Commission (NRC) for commercial nuclear power units on the basis of unified modeling assumptions, unified data platform and technical route.

简称SPAR模型，是美国核管理委员会（NRC）在统一的建模假设基础、统一数据平台和技术路线下，为商用核电机组开发的标准化电厂风险分析模型。



1、风险指引型核安全监管相关术语

风险评价

Risk assessment refers to the process of systematic analysis and evaluation of three risk factors related to the performance of a specific system. The content of risk assessment includes: all possible initiating events, frequency of occurrence, possible consequences, interlinkages of various parts in the system, sensitivity of system parameters, sequence of events important to system performance, and uncertainty of analysis results. Through risk assessment, we can comprehensively evaluate and understand the performance of the system.

风险评价是指针对一个特定的系统，对与系统性能相关的风险三要素进行系统分析评价的过程。风险评价的内容包括：所有可能的始发事件、发生频率、可能的后果、系统内各部分的相互联系、系统参数的敏感性、对系统性能重要的事件序列以及分析结果的不确定性等。通过风险评价可以全面评价、了解系统的性能。



1、风险指引型核安全监管相关术语

概率论方法

The method of probability theory is a systematic analysis method that considers all kinds of factors (such as equipment failure, human causes, external factors, etc.) and directly quantifies the three elements of risk. Probabilistic methods consider all possible initiating events, quantitatively analyze their frequency and possible consequences, and rank the risks according to the frequency and consequences of the sequence of events.

概率论方法是一种综合考虑各种因素（如：设备失效、人因、外部因素等），直接定量分析风险三要素的系统分析方法。概率论方法考虑所有可能的始发事件，定量分析其发生频率和可能后果，并按照事件序列的频率和后果对风险进行排序。



2、配置风险管理与维修规则相关术语

活态概率安全分析

A probabilistic safety analysis method that takes into account changes in the design and operation of the nuclear power plant, new technical information, more accurate methods and tools, and new information from the operation of the nuclear power plant to update the model and data in a timely manner during the operation of the nuclear power plant.

在核动力厂运行期间，考虑核动力厂设计和运行的变更、新的技术信息、更加精确的方法和工具、以及从核动力厂运行中得到的新信息等，及时更新模型和数据的概率安全分析方法。



2、配置风险管理与维修规则相关术语

配置风险管理

Using the real-time risk model based on Living-PSA, the risk index is calculated according to the nuclear power plant configuration, and the risk management method of nuclear power plant is developed.

利用基于活态概率安全分析的实时风险模型，根据核动力厂配置计算风险指标，开展核动力厂风险管理的方法。



2、配置风险管理与维修规则相关术语

瞬时风险

The calculated risk level value for a specific nuclear power plant configuration changes with the change of the nuclear power plant configuration over time, and the instantaneous risk changes. Common transient risk indicators for nuclear power plants are the core failure frequency (CDF) and the early bulk release frequency (LERF), expressed in 1/ reactor year.

在特定的核动力厂配置情况下计算得到的风险水平数值，伴随核动力厂配置随时间的变化，瞬时风险也是变化的。核动力厂常用的瞬时风险指标是堆芯损坏频率（CDF）和早期大量放射性释放频率（LERF），单位是1/堆年。



2、配置风险管理与维修规则相关术语

零维修风险

The instantaneous risk in the case that all the equipment in the nuclear power plant is available, i.e. the risk value in the case that no equipment is unavailable due to testing, maintenance, etc. (zero maintenance).

Common zero maintenance risk indicators for nuclear power plants are the core failure frequency (CDF) and early substantial release frequency (LERF), expressed in 1/reactor year.

核动力厂所有设备都可用情况下的瞬时风险，即没有设备因试验、维修等原因导致不可用（零维修）的情况下的风险值。核动力厂常用的零维修风险指标是堆芯损坏频率（CDF）和早期大量放射性释放频率（LERF），单位是1/堆年。



2、配置风险管理与维修规则相关术语

累积风险增量

The cumulative increment of the instantaneous risk of a configuration relative to the zero maintenance risk during the configuration duration. Common cumulative risk indicators are the incremental core failure probability (ICDP) and the incremental early significant release probability (ILERP).

某配置的瞬时风险相对零维修风险的增量在该配置持续时间下的累积。常用的累积风险指标是堆芯损坏概率增量（ICDP）和早期大量放射性释放概率增量（ILERP）。



2、配置风险管理与维修规则相关术语

允许配置时间

The allowable configuration duration calculated using a risk monitoring tool for a particular nuclear power plant configuration state, i.e. the period within which maintenance activities should be completed, otherwise immediate risk management action should be taken. For instance, compare the time for ICDP and ILERP in configuration state to accumulate to the corresponding risk threshold, and select the smaller one as the allowed configuration time.

使用风险监测工具对特定的核动力厂配置状态计算得到的允许配置持续时间，即维修活动应在期间内完成，否则需立即采取风险管理行动的时间。例如，比较配置状态的ICDP和ILERP累积到对应风险阈值的时间，选取其中较小的作为允许配置时间。



2、配置风险管理与维修规则相关术语

风险监测工具

A tool for real-time risk analysis based on a specific nuclear power plant real-time risk model and system and equipment status is applied to nuclear power plants.

应用于核动力厂的一种基于特定核动力厂实时风险模型以及系统、设备状态进行实时风险分析的工具。



2、配置风险管理与维修规则相关术语

维修规则

The rule system for evaluating the effectiveness of maintenance activities for nuclear power plant structures, systems and equipment is based on the following fundamental principles: Firstly, based on the principle of safety importance, the appropriate scope of structures, systems and equipment is determined and included in the maintenance effectiveness management. Subsequently, the risk importance categories of these structures, systems and equipment are determined, and in combination with their operational or standby status, appropriate performance indicators are formulated and monitoring is carried out. During the operation of the nuclear power plant, the actual operation status of these structures, systems and equipment is evaluated regularly to determine whether they meet the established performance indicators. Based on the evaluation results, the maintenance strategy is optimized and adjusted. At the same time, the operational risks introduced by the maintenance activities are assessed, and corresponding preventive measures are taken if necessary.

对核动力厂构筑物、系统和设备维修活动进行有效性评价的规则体系，其实施的基本原则为：首先基于安全重要原则，确定适当的构筑物、系统和设备范围，纳入维修有效性管理。随后确定这些构筑物、系统和设备的风险重要类，结合其运行或备用的状态，制定适当的性能指标，并开展监测。核电厂运行中，定期对这些构筑物、系统和设备的实际运行情况进行评价，判定是否满足已制定的性能指标，并根据评价结果对维修策略进行优化调整。同时，对开展维修活动所引入的机组运行风险进行评估，必要时采取相应的预防措施。



2、配置风险管理与维修规则相关术语

性能指标

Indicators for monitoring reliability and availability of individual equipment, series, systems and even the entire plant. If necessary, the individual equipment can also set its parameter state (vibration, flow, temperature, etc.) as a performance indicator. The appearance state (corrosion, wall thickness, inclination, etc.) of the structure can be set as the performance index.

对单个设备、系列、系统乃至整个电厂设定的用于监测可靠性、可用性的指标。如有必要，对单个设备还可设定其参数状态（振动、流量、温度等）作为性能指标。对构筑物可设定其外观状态（腐蚀、壁厚、倾斜度等）作为性能指标。



2、配置风险管理与维修规则相关术语

性能监测

Collect the current performance status of structures, systems and equipment through preventive maintenance, periodic testing, in-service inspection, patrol, or continuous monitoring of their physical parameters, or analyze their performance trends.

通过对构筑物、系统和设备进行预防性维修、定期试验、在役检查、巡检，或对其物理参数进行持续监测，收集构筑物、系统和设备当前的性能状态，或对其性能进行趋势分析。



2、配置风险管理与维修规则相关术语

维修有效性

The "effectiveness" of the maintenance of structures, systems and equipment is usually reflected in the performance demonstrated during their operation and maintenance, such as reliability and availability. For a specific structure, system or equipment, specific performance indicators can be set based on its design basis and operational experience. By comparing the above indicators with the actual performance demonstrated by the structure, system or equipment during operation, maintenance and testing, focusing on the maintenance results rather than the process, it can be used to determine whether the maintenance is effective.

构筑物、系统和设备维修的“有效性”通常会反映在其运行、维修过程中所表现的性能上，如可靠性、可用性等。对某一特定的构筑物、系统和设备，可按照其设计基准、运行经验设定具体的性能指标。通过比较上述指标与该构筑物、系统和设备在运行、维修、试验中所表现实际性能的相符性，关注维修结果而非维修过程，并用于判断维修是否有效。



2、配置风险管理与维修规则相关术语

风险重要度

In maintenance rules, risk importance is to determine what level of performance indicators for a system component. The RRW, RAW and CDF contribution methods recommended in NUMARC 93-01 were used in most nuclear power plants to determine the SSC risk importance, while some plants adopted alternative quantitative methods such as Birnbaum or FV significance methods.

在维修规则中，风险重要度就是为了确定某系统部件制订什么层级的性能指标。在确定SSC风险重要度时，大多数核电厂采用了NUMARC 93-01中推荐的RRW、RAW、CDF贡献度方法，也有一些电厂采用了替代的定量方法如：Birnbaum或 FV 重要度方法。



2、配置风险管理与维修规则相关术语

基于性能

In the maintenance regulations, inspectors do not merely focus on the specific maintenance methods adopted for system equipment or the frequency of preventive maintenance, but rather on the performance of the corresponding system equipment during subsequent operation through the implementation of preventive maintenance. Inspectors not only pay attention to the faults that occur in the equipment during this cycle, refueling outage, and regular tests, but also to the performance of the system equipment in the previous cycles, the trend of such performance changes and the causes, as well as how the operating unit adopts effective maintenance strategies for system equipment with reduced performance.

在维修规则中，检查人员不只关注具体的系统设备采取哪些维修的手段，也不只关注预防性维修的频次，而是关注通过执行预防性维修，相应的系统设备在后续运行中的性能表现；检查人员不仅仅关注本次循环、换料大修、定期试验中设备出现的故障，还会关注上几个循环中该系统设备的性能表现，关注这种性能变化的趋势及引起的原因，并关注营运单位对性能降低的系统设备如何采取有效的维修策略等。



3、反应堆监督大纲 相关术语

始发事件

For some operating conditions and events of nuclear power plants, if the safety system fails to intervene, it may lead to undesirable consequences (such as core damage). These events may include reactor shutdowns caused by equipment failures, unexpected complex situations, or large changes in the power output of the power plant.

针对核电站的一些运行状态和事件，在安全系统未能干预时，可能会导致不希望的后果(如堆芯损伤)。这些事件可能包括设备失效导致的停堆，未预期的复杂状况或者电站输出功率发生大的变化引起的停堆。



3、反应堆监督大纲 相关术语

缓解系统性能

The performance of safety systems designed to prevent and mitigate the possible consequences of accidents is inspected through regular testing of the equipment in the mitigation system and the performance during actual operation.

设计用来预防和缓解可能的事故后果的安全系统的性能。通过对缓解系统的设备定期试验和实际运行的性能来进行检查。



3、反应堆监督大纲 相关术语

性能指标体系

The Performance Indicators (SPI) system mainly assesses the effectiveness of nuclear power plant safety management from seven cornerstones. The most crucial aspect of this system is to utilize the calculation results of Probabilistic Safety Assessment (PSA) to provide performance and status indicators of important systems within a defined period of time.

性能指标体系（Performance Indicators, SPI），主要从7个基石来评价核电厂安全管理的有效性，该体系最为重要的是利用PSA的计算结果给出重要系统在已确定时间内的性能和状态的指标。



3、反应堆监督大纲 相关术语

重要度确定程序

The Safety Determination Process (SDP) employs a risk-informed approach to assist the NRC in determining the safety significance of inspection findings related to the seven cornerstones of safety, thereby enabling the NRC to assess the safety performance of operating units and take appropriate response measures.

重要度确定程序（SDP）采用风险指引型方法帮助NRC确定七大安全基石检查发现项的安全重要度，从而帮助NRC确定营运单位的安全性能水平并采取相应的响应措施。



4、监管决策

风险

The risk associated with a facility or operation is the combined set of answers to three questions:

- “What can go wrong?”
- “How likely is it?”, and
- “What are the consequences?”

风险需要回答三个问题：

- 什么会出问题？
- 可能性有多大？
- 会造成什么样的后果？



通常称为风险三元组，缺一不可





4、监管决策

安全与风险

In general, an activity is perceived to be safe if its perceived risks are judged to be acceptable. Quantitative risk estimates provide an important measure of nuclear power plant safety, but do not embody the full range of considerations that enter into the NRC's judgments regarding reasonable assurance of adequate protection.

安全=风险水平可接受。

定量风险估计为核电厂的安全提供了一个重要的测度，但并不等于它覆盖了监管决策要考虑的所有因素。



不同人对“安全”有不同的理解，因此美国核管会主席S.Jackson 就NRC 观点有如下表述：

“通常，安全意味着免于面临危险，或不受伤害。但在实践上，如果一件事的风险水平可被接受，我们就认为它是安全的。1954 年修订的原子能法为NRC 建立了以恰当保护（Adequate Protection）为安全标准的法律依据。因此，在NRC 的法规中，安全意味着避免过度的风险，或用另外一种表述方式即：要合理确保各种涉核的应用活动为公众提供了恰当保护”。





4、监管决策

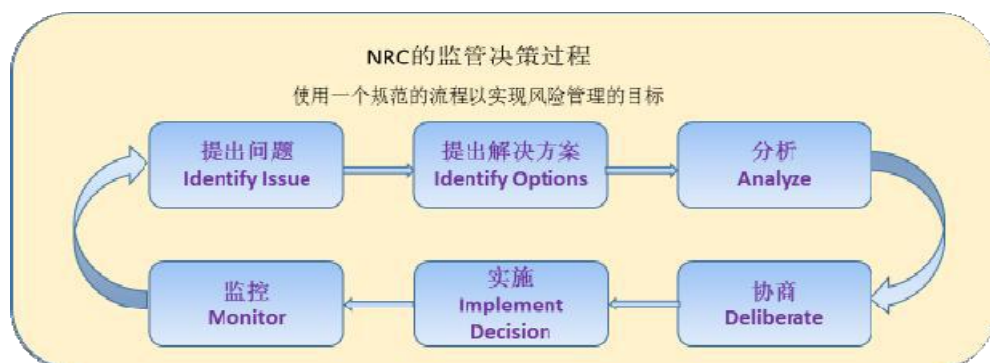
NRC 的风险指引监管决策

NRC decision-makers need evaluations of options that typically cover a broad range of technical and nontechnical factors. The technical evaluation needs to appropriately incorporate the current state of knowledge regarding the risk associated with each decision option.

NRC 在决策中需要评估的因素，既包括技术因素，也包括非技术因素。技术方面的评估需要对每一决策选项相关风险的当前认识水平有恰当的考虑。



NRC 的风险指引监管决策是一个规范的、综合的决策过程。





4、监管决策

NRC 的安全目标

The NRC's safety goals broadly define an acceptable level of radiological risk. As a result, the safety goals partially address a fundamental regulatory concern: How safe is safe enough?

NRC 关于核电的安全目标是以辐射风险的可接受水平来定义的。安全目标部分回答了一个核安全监管的根本问题，即多安全是足够安全？



NRC 的安全目标是在1986 年的安全目标政策声明中确立的。它首先由**两个定性目标**组成，即

- 必须对公众个人提供某种水平的保护，使得公众个人的生命和健康免于承担因核电站运行而导致的明显的额外风险。
- 因核电站运行而对公众群体的生命和健康造成的风险，与具有可竞争性的各种发电技术相比，必须是可比的或更低，且不能在其他社会风险水平上形成明显的附加。

这两个定性目标继由下述**两个定量目标**进行支持，即

- 核电站附近的公众个人因反应堆事故可能造成的平均早期死亡风险，应不超过美国公众通常所承担的早期死亡风险总和的千分之一（0.1%）。
- 核电站周边地区的公众群体因核电站运行可能造成的癌症死亡风险，应不超过其他原因导致的癌症死亡风险总和的千分之一（0.1%）。





4、监管决策

风险指标与安全目标

Surrogate risk measures provide an approximate method for determining when the safety goals are met.

Because surrogate risk measures are easier to compute than quantitative risk estimates, they are useful when making certain types of risk-informed decisions.

在需要确定安全目标是否得到满足时，替代风险指标可作为一种近似的手段。因为替代风险指标比定量风险估计值更容易计算，在开展相关风险指引决策时，这些替代风险指标更好用。



- 替代风险指标（Surrogate risk measure）通常简写成“风险指标”，但“替代”这个定语更实质反映了风险指标与安全目标之间的从主关系。
- NRC 使用两个替代风险指标，即堆芯损伤频率（Core Damage Frequency - CDF）和大量早期释放频率（Large Early Release Frequency - LERF）。关于CDF 和LERF 的更多讨论，还可参见本手册第3 部分、第4 部分。
- CDF 是定量安全目标中个人晚期癌症死亡风险的替代指标。
- LERF 是定量安全目标中个人早期死亡风险的替代指标。





4、监管决策

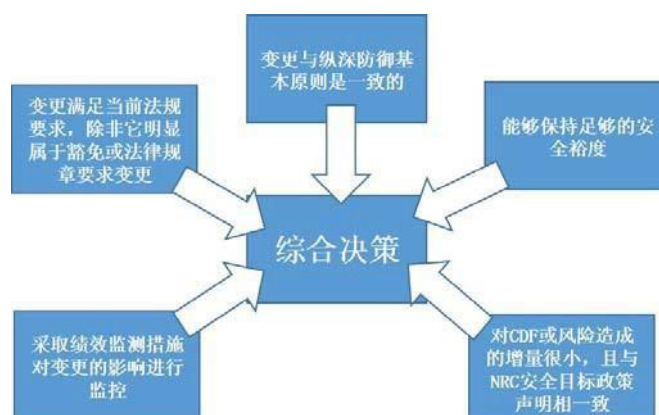
NRC 怎么使用风险信息

When using risk information in regulatory decision making, the NRC employs a risk-informed approach. This means that risk information is not the sole basis for decisions.

在监管决策中使用风险信息时，NRC采用的是一种风险指引的方法。这意味着：风险信息不是决策的唯一基础。



描述NRC 风险指引监管决策方法的核心文件是监管导则RG1.174。该导则的核心思想见是下图。





4、监管决策

NRC 关于 PRA 应用的政策

The NRC encourages the use of PRA in all nuclear regulatory matters to the extent supported by the state of the art in terms of methods and data.

NRC 鼓励在其所有涉核监管事务中，按照有关方法和数据当前发展水平所能支持的程度，使用 PRA。



NRC 1995 年发布PRA 政策声明，鼓励（但不是规定或要求）监管人员和核工业界增加应用PRA，以促进监管稳定和提高监管效率。





4、监管决策

NRC 在哪些地方使用 PRA

The NRC currently uses PRA models and results in its nuclear reactor regulatory activities concerning (1) the development of regulations and guidance, (2) licensing decisions and certification of reactor designs, (3) oversight of licensee operations and facilities, and (4) the evaluation of operational experience.

NRC 目前已经在下述反应堆监管活动中使用了 PRA 模型和结果，包括：

1. 监管法规和导则的出台；
2. 给反应堆设计颁发许可和认证；
3. 对许可证持证者的运营和设施情况进行监管；
4. 运行经验的评估。



商用核电站的监管目前是NRC 各种监管活动中应用PRA 最广泛的领域，其他领域如燃料循环、运输等其实也都有应用（NUREG-2150）。





4、监管决策

NRC 为什么要在监管决策中使用 PRA

Past PRAs have provided valuable safety perspectives and supported effective improvements. Using a top-down approach that starts with the definition of a decision problem, derives the quantitative measures of risk important to that problem, and develops plant-specific models to assess those measures, PRA enables an open, integrated treatment of diverse safety issues and the evaluation of the impact of potential changes consistent with the current state of knowledge.

PRA 提供的安全视角很有价值，并为有效改进提供了支持。PRA 能够提供一个既开放又综合的平台，可以综合处理多种安全问题，以及评估潜在变化的影响。



PRA 有如下特点：

- 自顶向下
- 源自工程
- 综合性
- 系统性
- 足够现实
- 可以支持“what-if”类分析
- 开放和可追溯性





4、监管决策

有了核事故统计，是否还需要 PRA？

Statistical estimates for nuclear power plant accident rates are based on modeling assumptions that are usually inappropriate for regulatory decision making. PRA remains necessary to bring in important design-, site-, and plant- specific information not addressed by such estimates and to evaluate the impact of potential changes.

对核电站事故发生率进行统计估计，它所依据的假设通常对监管决策来说是不合适的。这些统计估计无法考虑设计特定、厂址特定、电厂特定等信息，以及评估潜在变化的影响，因此，PRA 依然是必不可少的。



5、PRA/PSA基础

PRA/PSA 能用来预测未来吗？

No, PRAs do not make predictions. PRAs identify potential accident sequences and produce statements regarding their likelihood and consequences, thereby informing our current state of knowledge on which decisions are based.

很抱歉，不能把 PRA/PSA 做为“先知”。通过 PRA/PSA 找出潜在的事故序列，并对它们的发生可能性及后果做出评判，能够对我们做决策时所基于的认知水平进行补充。



以掷骰子为例。概率模型可以告诉我们，掷两次骰子的点数之和最大的可能是7（其概率为 $6/36=0.17$ ），次大可能是2和12（其概率为 $1/36=0.028$ ）。但是，上述概率并不意味着下一次投掷的结果就是7。它只是说：基于当前的认知水平（六个面出现的机会都是一样的），出现7的可能性最大。而且即便出现7的可能性最大，它的概率其实也很小（绝对机会）。

类似的，核电厂的PRA/PSA能够枚举出事故可以发生的大量途径，并给出哪些情景比其他情景更可能出现。如果下一次事故恰好就是最可能发生的那个事故情景，这既不能说明PRA/PSA是“对”的，也不能说明PRA/PSA是“错”的。

而且，倒过来说其实也是不对的（如，PRA未包括的事故情景就是不可能的）。PRA未包括的事故情景，可能是由于相对于决策所关心的问题来说不那么重要，也包括我们认知的水平有限。我们的认知水平是不完备的，这是不可否认的事实。PRA识别出的数以千计的事故序列有助于减少这种不完备，但并不能根除它。



5、PRA/PSA基础

用频率表示可能性

The frequency of an event is the average number of occurrences of that event or accident condition per unit of time (usually 1 year in PRAs).

在 PRA/PSA 中，事件的频率指的是单位时间（通常是 1 年）内可能发生该事件或事故的平均次数。



1. 事件的发生频率不意味着该事件将以**固定周期**的方式出现。例如，若某电厂丧失厂外电的频率为 $5E-2$ 每年，不意味着这个核电厂每 20 年就会经历 1 次丧失厂外电。这个 20 年是此类事件的统计平均值，而这个时间间隔本身是随机变量（即大于 0 的值都有可能）。
2. 对于非常小的时间频率（如 $1E-4$ 每年），则意味着这个平均时间间隔是个**理论概念**，基本不能指望可以通过实践来验证，因为很难满足统计所要求的“大量”。



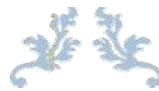


5、PRA/PSA基础

什么是 CDF 的百分位数？

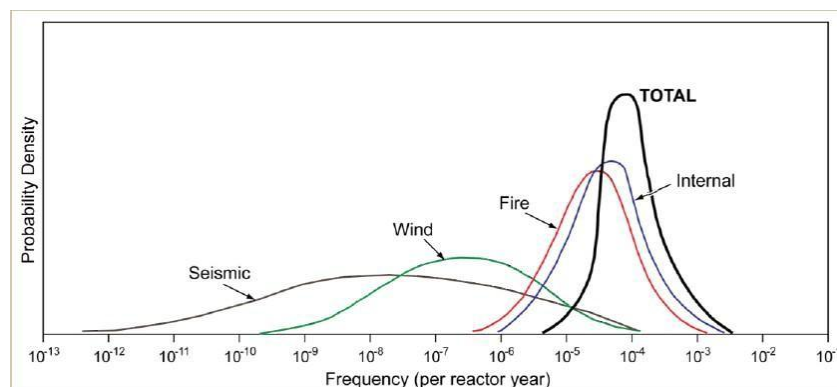
The percentiles for CDF indicate the assessor's degree of uncertainty in the value of CDF.

在 PRA/PSA 报告中，伴随 CDF 出现的各种百分位数（如 95%，5%等），代表了 CDF 这个值的不确定性的程度。



例如，若CDF 的95%分位点为 $1\text{E}-3$ 每年，即我们有95%的信心（置信度）认为CDF 的真实值是小于 $1\text{E}-3$ 每年的。概率分布比较典型的百分位数是5%和95%，代表了评价者对CDF 的认知水平。这两个百分位数挨得越近，说明CDF 不确定性越小。

各种因素对CDF 贡献的不确定性可能相差很大，从5%到95%百分位数可能差几个数量。但整个电厂的CDF 是所有贡献因素的总和，它的不确定性分布可能不会那么分散（如下图）。





5、PRA/PSA基础

既然 CDF 具有不确定性，CDF 的均值对决策还有意义吗？

The mean CDF is a useful metric for risk-informed decision making because it is relatively simple to compute and use, and it provides some accounting for uncertainties. This usefulness does not rely on the intuitive meaningfulness of the metric

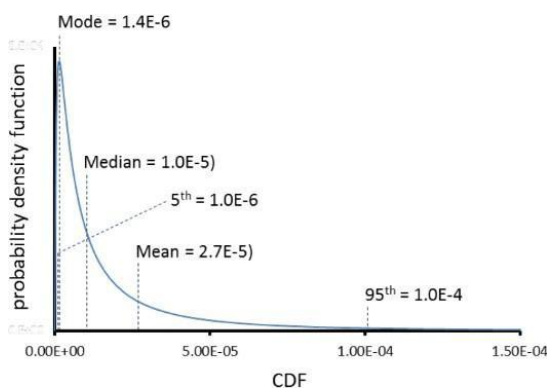
CDF 的均值是风险指引决策的一个很有用的指标，因为它相对容易计算和使用，而且它已经内含了对不确定性的考虑。评判是否有用，不仅仅依赖于指标的直觉含义。



均值是一个数学上有精确定义的指标，但不一定和我们日常直觉认为的含义一致。

例如左图，某电厂的CDF 服从对数正态分布，5%分位点是 $1\text{E-}6$ ，95%分位点是 $1\text{E-}4$ ，则它的CDF 均值是 $2.7\text{E-}5$ ，大概位于76%分位点处，既不是最大值（ $1.4\text{E-}6$ ），也不是正中间（50%）。

尽管均值不太具有直观含义，它的好处是定义清晰、便于计算，而且是个标量（只有大小，没有方向），所以便于与决策准则进行比较。而且它是用整个概率分布谱计算出来的，已经包含了不确定性产生的影响。因此，均值是理论上最合适的决策指标。





5、PRA/PSA基础

随机不确定性和认知不确定性

Aleatory uncertainty, also referred to as “stochastic,” “statistical,” or “random” uncertainty, is uncertainty that arises because of inherent variability in a modeled process.

Epistemic uncertainty, also referred to as “state-of-knowledge” uncertainty, is uncertainty that arises because of limitations in the state of knowledge of the assessor. The distinction between aleatory and epistemic uncertainties is a modeling decision and not absolute. However, it is useful for ensuring the clarity of PRA models and therefore in interpreting and communicating the results of these models.

随机不确定性（Aleatory）也称统计不确定性，是事物过程本身内在的不确定性。认知不确定性（Epistemic）也称知识水平不确定性，是由于评价者自身认知水平有限而带来的不确定性。

它们之间的界限，严格地说是构模决策决定的，而不是绝对的。

尽管如此，在 PRA 的开发、解读和讨论中能把它们分开来研究，还是很有用的。



例如：在一系列试验中泵启动失败的次数，在完成这些试验之前是无法知道的，这就属于随机不确定性（即：失败次数是一个随机变量）。

而即便完成了这些试验，泵的失效率也无法精确获知（因为统计试验总是有损的），这就属于认知不确定性。但随着认知的增加，认知不确定性是可以减少的。





5、PRA/PSA基础

PRA 最有价值的产出是什么？

The relative value of the qualitative (accident sequences) and quantitative (frequencies) outputs of a PRA depends on the information needs of the decision problem at hand; neither one nor the other can be stated to be more important independently of the decision context.

PRA 既有定性产出（事故序列），也有定量产出（发生频率）。它们的价值大小，取决于待决策问题所需要的信息是什么。脱离决策情境，则谈不上谁比谁更重要。



定性和定量结果都有自己的局限性。定量结果在采用了数值指导值的风险指引应用中扮演重要的角色，如RG1.174 关于CDF 和LERF 的准则。但另一方面，不重视PRA 的定性信息和观点，也是对PRA 价值的忽视，包括对风险来源的理解、背后的原因，以及可能的改进等。

能够对决策进行有效地支持，这样的PRA 结果就是有价值的。





5、PRA/PSA基础

PRA 应该是保守的吗？

PRAs are expected to be realistic. Although some conservative assumptions are inevitable, analysts should strive to avoid bias and to characterize uncertainty. This helps ensure that decision-makers are presented with a reasonable representation of the current state of knowledge regarding risk. The decision-maker may decide to make conservative decisions to account for uncertainties.

我们希望 PRA 是现实的。尽管一些保守假设是不可避免的，但分析人员应努力避免偏见，并把不确定性表达出来。这有助于确保决策者能够看到风险在当前知识水平下的合理呈现。决策者自己会在考虑各种不确定性之后再决定是否要做保守的决策。



PRA 分析人员的角色是为决策者如实提供最可能的信息。添加保守的恰当时机是决策者使用这些结果的时候。

所谓现实，也意味着：当罕见事件可能具有较大的不确定性时，应明确地对这些不确定性进行考虑，忽略这样的不确定性，很可能导致对风险特征产生误解。





5、PRA/PSA基础

PRA 是一个成熟技术吗？

PRA methods, models, tools, and data are sufficiently mature to support risk-informed decision making at the NRC.

对 NRC 来说，PRA 方法、模型、工具和数据已经成熟得足以支持风险指引决策了。



判断一个技术领域是否成熟，尽管主观成分占较大比重，不同人用来表征成熟性的指标也不同，例如：技术本身、该技术被实践的程度、从事该技术研究或应用的新人和资深专家人数、是否有可供新人使用的详细指导等。但不少专家认为：是否有实践应该是成熟性的一个重要表现，如下表。因此，核电厂的 PRA 技术在总体上处于成熟度的中晚期。

	发展阶段		
	早期 (婴儿期、新兴期)	中期 (青春期、发展期)	晚期 (成熟期、稳定期)
实践人群	<ul style="list-style-type: none"> 小研究群体 少量实践者 个人影响强烈，方法流派竞争性强 	<ul style="list-style-type: none"> 更多的实践者 更多的资深研究人员 	<ul style="list-style-type: none"> 有很多受较好培训的和有经验的实践者 清楚方法可用性的限制 能够调整方法以适应新情况 能够和研究人员共同工作以识别重要问题
研究规划	<ul style="list-style-type: none"> 由自认为的需求驱动 所选定的问题受个人因素影响（如解决的难易程度） 	<ul style="list-style-type: none"> 实践驱动新研究问题的提出 对一些大范围的问题有一些共识的立场 一些无产出的研究路线终止 不完全覆盖所有话题 	<ul style="list-style-type: none"> 大多数研究来自实践的需求驱动 主要研究关注的是大家都关心的问题
应用	<ul style="list-style-type: none"> 局部应用（只覆盖大问题中的小部分） 没有比较普遍的整体框架 	<ul style="list-style-type: none"> 快速增长 开始提出专用词汇 对新方法比较乐观，有关局限性认识不深刻 	<ul style="list-style-type: none"> 专用词汇已经发展成型 有通用性的框架 应用领域明确，无需兜售（little selling of area）





5、PRA/PSA基础

PRA 怎么反映运行经验和其他新讯息？

Over the years, with the accumulation of operational experience from actual events and lessons from analyses, PRA models have been expanded to include new accident scenarios, and the values of PRA model parameters have been re-estimated. PRA standards and guidance help ensure that PRAs used to support decision making reflect current knowledge.

随着实际运行经验及教训和分析人员经验的积累，PRA 模型已经得到扩展以纳入新的事故情景，PRA 模型中的参数值也不断重新进行评估。PRA 标准和导则帮助确保用来支持决策的 PRA 能够反映当前的知识水平。



PRA 模型可概括为①用来识别事故情景的结构（典型如事件树和故障树）以及②参数值（如设备失效率）。

关于模型结构方面的改进，例如：低功率停堆PRA、详细火灾PRA 方面这些年来不断推进。

NRC 对核电厂设备的统计表现也开展了大量的研究（如NUREG-1715 系列报告）。这些研究表明：实际统计数据和PRA 中用的参数值在总体上是一致的。这个结论不应该令人惊讶，因为PRA 的设备失效参数本来就是通过运行经验（贝叶斯更新统计法）获得的。

NRC 的研究还有一个有趣的结论：早期PRA 采用的始发事件发生频率，主要是通过专家判断获得的。看起来，它们倾向于比目前的统计分析结果要大。





5、PRA/PSA基础

PRA 及风险指引决策的国际现状

PRAs, often referred to as PSAs internationally, are widely used to support safety-related decision making. Increasingly, these PRAs are Level 2 studies that cover internal events, internal hazards (notably fires and floods), and external hazards.

在国际上，PRA 通常被称为 PSA，已经被广泛用于支持安全相关的决策。越来越多的 PRA 已经覆盖到二级 PRA 的范围，包括内部事件、内部灾害（主要是火灾和水淹）和外部灾害。



OECD 2012 年在 NEA 成员国和参与国范围内做过一个调研。调研结果表明：被调研的国家对开展 PRA/PSA 都是广泛鼓励的。很多国家要求运行核电厂必须要有 PSA，典型如作为定期安全检查 PSR 所要求的文件。大多数国家都要求新电厂做 PSA。部分国家制定了风险和相应指标（如 CDF）的参考水平，部分国家已经发布了 PSA 标准和导则文件。

该调研报告表明：所有被调研国的运行核电厂都有 1 级内部事件 PSA，且多数有 2 级或至少是 1+ 级 PSA。部分 PSA 覆盖了低功率和停堆工况，多数是按照厂址特点来考虑内部灾害（如火灾、水淹）和外部灾害（如地震、大风、洪水等）。总的来说，大多数被调研国家正在开发全运行工况（功率、低功率和停堆）和全范围始发事件的 2 级 PSA，并经常进行模型升版。

调研报告还总结了大量的 PSA 应用，包括设计评估、运行决策（如换料停堆的时机和维修实施），以及运行事件的分析等。





5、PRA/PSA基础

PRA 就是事件树/故障树分析吗？

The definition of PRA is sufficiently broad to accommodate any systematic engineering analysis that answers the three fundamental questions:

What can go wrong?

How likely is it?

What are the consequences?

PRA 定义的包容性足够大，可以包括任何系统性的工程分析，只要它们能够回答这三个基本问题：

什么会出问题？

可能性有多大？

会产生什么后果？



以1级PRA为主的分析，主要采用逻辑模型（事件树和故障树）。但是，PRA确实可以采用其他构模方法，只要它对决策问题是适用的。例如，2级PRA会大量使用现象学模型，3级PRA会使用蒙特卡罗模拟的办法来评价场外辐射后果。

在PRA基础研究这个群体里，已经建议了一些方法以提高PRA分析复杂事故情景的能力。例如，Dynamic PRA/PSA（动态PRA/PSA）主要考虑进一步细化构模核电站和操纵员行为随时间的变化。到目前为止，由于构模和计算的复杂性，动态PRA还未有能够影响监管决策的应用。随着计算能力的提高以及关键技术问题解决方法的发展（如运行人员班组行为的构模），目前在研的这些东西可能就会变成实际可用的工具，以满足监管的需要。





6、结束语

自1995年发布PRA政策声明，到2012年发布NUREG-2150对整个风险指引监管框架进行研讨，NRC在其监管活动中一直在增加使用PRA的结果和观点。NRC认为PRA模型适合用来支持监管决策，因为

- 关于安全的监管决策必须基于当前对核电厂风险的认知水平
- 核电厂的风险受电厂特定因素的影响，包括设计、运行和环境（实际的和监管相关的）
- PRA模型反映了对上述因素的当前认知水平，并可以用来评价潜在变更的影响（包括由监管行为导致的影响）

当然，PRA模型也做不到对现实世界的完美表达。英国统计学家Box有一句著名的格言：“所有的模型都是错的，但是其中一些仍然是有用的”。这对分析人员和决策者都适用。从定性的角度来看，PRA模型不能用来预测未来。它们通过评价潜在的事故情景，为决策者当前的认知提供更多信息。

NRC建立了完善和先进的监管体系，立法、许可、监督、经验反馈、决策支持等主要监管工作之间紧密联系并相互支撑。与之对应的，我国核安全监管部门也在这些领域开展了大量的工作，构建形成了有中国特色的核安全监管体系，在多年的实践中为保障核安全发挥了重要作用。

NRC发展了PRA技术，逐步建立完善了风险指引型核安全监管的法规体系和监管模式。NRC通过关于“安全目标”和“PRA技术应用”的政策声明，以及在风险指引型监管活动中获得的经验和风险指引的决策过程，在2015年建立了相对完善的风险指引型核安全监管框架。我国核安全监管部门参考NRC的成熟经验，发布了技术政策，研究制定了相关核安全导则和技术文件，也初步建立了我国的风险指引型核安全监管框架。

NRC在技术规格书、在役检查、设备分级、维修规则等领域发展并应用了风险指引型综合决策技术。我国核安全监管部门借鉴NRC的良好实践，在维修规则、配置风险管理、在役检查优化等领域进行了探索，并取得一定成效。