

附件一：

核动力厂运行安全导则之一

HAD 103/01

# 核动力厂运行限值和条件及运行规程

(1987年4月17日国家核安全局批准发布，2004年修订)

本导则自2005年1月1日起实施

本导则由国家核安全局负责解释

## 1. 引言

### 1.1 目的

1.1.1 《核动力厂运行安全规定》(以下简称《规定》)已对核动力厂的运行限值和条件及运行规程作出了原则的规定，本导则是对《规定》有关条款的说明和补充，其目的是为各核动力厂制定和贯彻执行核动力厂运行限值和条件及运行规程提供指导。

### 1.2 范围

1.2.1 本安全导则包括运行限值和条件的概念，适用于陆上固定式各种热中子堆核动力厂的运行限值和条件的具体内容，以及营运单位制定、修改、遵守运行限值和条件及编写文件的责任。本安全导则还包括运行规程，用以支持执行并保证遵守运行限值和条件。

### 1.3 总的要求

1.3.1 为保证核动力厂安全运行，营运单位必须制定一组反映核动力厂最终设计和随后修改的运行限值和条件(包括对设备和人员要求)，并在核动力厂运行开始前报国家核安全监管部批准。

1.3.2 “运行限值和条件必须作为营运单位运行核动力厂的一个重要依据。对运行负有直接责任的运行人员必须熟练掌握运行限值和条件，并保证遵守。”(《规定》5.1.2)

1.3.3 核动力厂的运行必须遵守国家核安全监管部批准的运行限值和条件，并通过制定和实施运行规程来实现。核动力厂的运行规程必须与运行限值和条件相一致，并保证运行限值和条件的贯彻执行。

## 2. 运行限值和条件的概念及其制定

### 2.1 运行限值和条件的概念

2.1.1 《规定》要求必须制定运行限值和条件，以保证核动力厂根据设计运行。为此，在编制核动力厂安全分析报告时应明确规定必须满足的运行限值和条件，以便：(1)防止发生可能导致事故工况的状态；(2)如果发生事故工况，则要减轻其后果。

2.1.2 运行限值和条件必须包括对各种运行状态（包括停堆在内）的运行要求（《规定》5.1.1）。这些运行状态应包括启动、功率运行、停堆、维修、试验和换料。运行限值和条件还应确定运行要求，以保证安全系统包括专设安全设施在所有的运行状态及设计基准事故下能执行必要的功能。

2.1.3 运行限值和条件的技术方面包括核动力厂安全重要的各构筑物、系统和部件执行其在安全分析报告中假定的预定功能时需要遵守的限制和运行要求。安全运行既取决于设备，也取决于人，所以运行限值和条件还应包括运行人员所采取的行动和所遵守的限制。

2.1.4 关于运行人员方面，运行限值和条件包括对涉及保持运行限值和条件的设备执行其功能进行必要的监督、纠正或补充行动的原则要求。某些运行限值和条件可能包括自动功能和手动操作的组合作用。

2.1.5 核动力厂的运行限值和条件应包括：

- (1) 安全限值；
- (2) 安全系统整定值；
- (3) 正常运行限值和条件；
- (4) 监督要求；
- (5) 偏离运行限值和条件时采取的行动。

此外，为了证明运行限值和条件的合理应用，运行限值和条件可以包括其目的及其依据。这些内容应包括在运行限值和条件的文件中，以增加核动力厂人员应用和遵守运行限值和条件的自觉性。

2.1.6 运行限值和条件是一个逻辑体系。在这个体系中，上述各项是密切相关的，其中安全限值表明了安全条件的最终边界。解释这种相互关系的例子见附录 A。运行限值和条件应集中在一个文件中，以方便控制室人员使用。控制室人员应通晓运行限值和条件及其技术依据。

2.1.7 如果由于某种原因，运行人员不了解运行状态，或不能确定核动力厂正在运行限值之内运行，或者核动力厂以非预期的方式运行，就应及时采取措施，使核动力厂回到安全状态。

### 2.2 运行限值和条件的制定

2.2.1 运行限值和条件必须以与设计规定相一致的核动力厂及其环境的安全分析为依

据。应在适当考虑安全分析中不确定性的基础上确定运行限值和条件。应对安全分析报告以及运行限值和条件进行审查，并在必要时根据调试试验的结果进行修改。应以书面形式论证每一运行限值和条件采用的理由（包括相应的背景资料）。必要时，应容易获得这些证明材料。

2.2.2 通常营运单位应早在开始运行之前在设计单位的协助下制定运行限值和条件，以保证国家核安全监管部门有足够的时间进行评价和批准。

2.2.3 每个运行限值和条件应有相关的监督要求以支持运行人员保证遵守运行限值和条件。

2.2.4 运行限值和条件对于负责运行的人员应意义明确，并由可测量的或直接识别的参数值来确定。当无法使用可直接识别的数值时，应用适当的图、表或计算方法来表示限值参数与堆功率或其他可测量参数之间的关系。应以明确的方式来表述运行限值和条件，以便在任何情况下都清楚是否发生了违反运行限值和条件的情况。

2.2.5 对运行限值和条件，应明确说明，避免含糊，这对使用运行限值和条件时的可靠性有重要作用。因此在制定文件的初始阶段，应将运行限值和条件提供给运行人员以寻求在人因方面的建议。应解释术语的意义，以有助于防止误解。

2.2.6 当有必要对运行限值和条件进行修改时，应遵循 2.2.1—2.2.5 所描述的方法。应审查核动力厂的所有修改，以确定是否有必要对运行限值和条件进行修改。运行限值和条件的任何修改都应经国家核安全监管部门的评价和批准。

2.2.7 当有必要临时修改运行限值和条件时（例如，对新堆芯进行物理试验时），应特别注意保证修改带来的后果是经过分析的。虽然修改的状态是临时的，也需要至少经过与永久性修改同样水平的评价和批准。当另一种方法合理可行时，应采用该方法，而不用临时性地修改运行限值和条件。

2.2.8 应对运行限值和条件进行定期审查，以保证其继续适用于预期目的，并且在必要时，应根据运行经验和技术的发展修改运行限值和条件。即使核动力厂没有任何修改，也应进行这种定期审查。

2.2.9 应考虑概率安全评价（PSA）在运行限值和条件最优化方面的应用。概率评价方法与运行经验一起可用于运行限值和条件的论证和修改中。

### 3. 安全限值

3.1 安全限值的概念是以防止核动力厂发生不可接受的放射性物质释放为依据的，这是通过对燃料和包壳温度、冷却剂压力、压力边界完整性和其他影响放射性物质从燃料中释放的运行特性施加限制来实现的。制定的安全限值是为了保护某些防止放射性物质不可控制释放的实体屏障的完整性。应以保守的方法制定安全限值，以保证考虑了安全分析中所有的不确定性。这意味着，超过单一的安全限值不会总是导致不可接受的后果。尽管如此，如

果超过任何安全限值，就应停堆，并只有在根据制定的核动力厂规程进行恰当的评价并批准重新启动后，才能恢复功率运行。

3.2 选择安全限值的目的是在所有工况（不包括严重事故）下保持燃料包壳和反应堆冷却剂系统压力边界的完整性，以保证没有显著的放射性物质释放。保持燃料包壳完整性的主要因素是充分地冷却燃料，因此，反应堆冷却剂系统的压力边界应保持完整，以防止冷却剂丧失和导致冷却有效性的降低。

3.3 虽然安全壳的完整性在限制事故时的放射性后果方面是重要的，但丧失安全壳完整性本身不会直接导致燃料包壳的损坏。因此，它可不包括在安全限值中，但应包括在正常运行限值和条件中。

3.4 应限制燃料和燃料包壳的温度以保证实现设计意图中有关燃料包壳的破损在可接受的程度内。安全限值通常应以保证燃料包壳完整性（并考虑了 3.1 中提到的保守性）的最大可接受值来表示。应确定燃料包壳的局部的传热率限值，以保证局部的燃料温度和燃料包壳温度不会上升到发生包壳破损的水平。

3.5 反应堆冷却剂系统压力和温度的安全限值应根据其设计值来确定。

## 4. 安全系统整定值

4.1 对于安全限值中的参数以及影响压力或温度瞬态的其他参数或参数组合，都要选定安全系统整定值。超过某些整定值将引起停堆以抑制瞬态，超过另一些整定值将导致其他自动动作以防止超越安全限值。还有一些安全系统整定值用于使专设安全设施投入运行。这些专设安全设施的作用是限制预计瞬态过程以防止超越安全限值，或减轻假想事故的后果。附录 A 中解释了安全系统整定值、安全限值以及运行限值和条件之间的相互关系。

4.2 尽管调整名义整定值时可能发生误差，但规定的安全系统整定值应保证在安全分析报告假定的参数值范围内自动触发安全系统。应提供恰当的报警，以便在达到安全系统整定值以前运行人员能够采取纠正措施。

4.3 需要安全系统整定值的典型参数、运行事件和保护系统装置有下列各项（注意：在核动力厂的不同状态下，整定值也许是不同的。例如，在低的运行温度下，反应堆压力容器的卸压系统也许需要较低的压力整定值。）：

- (1) 中子注量率及其分布（源量程、中间量程和功率量程）；
- (2) 中子注量率变化率；
- (3) 轴向功率分布因子；
- (4) 功率振荡；
- (5) 反应性保护装置；
- (6) 燃料包壳温度或燃料通道冷却剂温度；
- (7) 反应堆冷却剂温度；

- (8) 反应堆冷却剂温度变化速率;
- (9) 反应堆冷却剂系统压力 (包括冷态超压整定值);
- (10) 反应堆容器或稳压器水位 (随核动力厂状态和不同的堆型而变化);
- (11) 反应堆冷却剂流量;
- (12) 反应堆冷却剂流量变化速率;
- (13) 一回路主冷却剂泵跳闸;
- (14) 中间冷却和最终热阱;
- (15) 蒸汽发生器水位;
- (16) 蒸汽发生器入口给水温度;
- (17) 蒸汽发生器出口蒸汽温度;
- (18) 蒸汽流量;
- (19) 蒸汽压力;
- (20) 触发蒸汽管道隔离、汽轮机脱扣和给水隔离;
- (21) 应急辅助给水;
- (22) 主蒸汽管道隔离阀关闭;
- (23) 冷却剂应急注射;
- (24) 安全壳压力;
- (25) 触发安全壳喷淋系统、安全壳冷却系统和安全壳隔离系统动作;
- (26) 干井压力;
- (27) 液体毒物控制和注入系统;
- (28) 一回路中的放射性水平;
- (29) 蒸汽管道的放射性水平;
- (30) 反应堆厂房内的放射性水平和厂房内大气污染水平;
- (31) 正常电源断电;
- (32) 应急电源。

4.4 对上述各项, 要求触发在 4.1 中描述的动作可能因堆型和设计而异, 或某些整定值可能并不适用。对特殊堆型, 在安全分析报告中可以规定一些附加的参数及其安全系统整定值。

## 5. 正常运行限值和条件

5.1 正常运行限值和条件是为了保证安全运行, 即保证安全分析报告的假定是有效的, 并保证在核动力厂运行中不超过规定的安全限值。此外, 应保证在正常运行限值与规定的安全系统整定值之间留有可接受的裕度, 以避免安全系统出现不希望的频繁启动。附录 A 图 A-1 给出了安全限值、安全系统整定值以及正常运行限值之间的关系。

5.2 正常运行限值和条件应包括运行参数的限值、可运行设备的最低需要量、各层次运行人员的最低配备,在偏离规定的运行限值和条件的事件中运行人员采取的规定动作和完成这些动作允许的时间。这些限值还应包括安全重要的参数,如工作介质的化学成分、其放射性含量和对排放到环境中的放射性物质的限值。

5.3 可运行性要求应规定在各种正常运行方式下需处于运行状态或备用状态的安全重要系统或部件的数目。这些可运行性要求同时规定在每种正常运行模式下核动力厂最低安全配置。当可运行性要求不能达到预期程度时,应规定使反应堆回到安全状态(如降功率或停堆)所采取的措施,并应规定完成动作允许的时间。

5.4 由于核动力厂停堆大修后再启动时会出现较高的相关风险,在这种方式下的可运行性要求应比功率运行期间为使运行具有灵活性而规定的可运行性要求更为严格。应规定反应堆启动时所需的可运行的安全系统设备。

5.5 在异常事件(包括反应堆紧急停堆)后,应查明事件的原因,以保证恢复运行或在紧急停堆情况下重新启动反应堆是安全的。应备有规程来确定要实施的措施和评价。如果已经超过了运行限值和条件,应调查原因。

5.6 当需要停役安全系统的某一部件时,应证实安全逻辑仍符合设计规定。安全功能的执行可能受到与执行此功能的设备不直接相关的过程状态或服役系统状态的影响,因此应保证识别此种影响并采取恰当的限制。

5.7 对安全有关设备的可运行性要求,在设计中应考虑设备的多重性和可靠性的规定,并应在不增加不可接受风险的前提下,考虑设备可能不可运行的时间规定。

5.8 应评价允许的不可运行时间及其累积效应,以保证任何风险的增加保持在可接受的水平。为此目的,应把概率安全评价或可靠性分析方法作为最恰当的方法采用。根据现有的安全研究或运行经验等其他资料,在运行限值和条件中规定的不可运行时间可能短于由概率安全评价得出的时间。

5.9 附录 I 对正常运行限值和条件所必需的项目进行了讨论。应认识到,对特定核动力厂的设计,为了保证在设计和安全分析中包括的所有参数都得到恰当的控制,还可能需要其他一些限值。

## 6. 监督要求

6.1 为了保证安全系统整定值以及正常运行限值和条件始终得到满足,应根据批准的监督大纲监测、检查、核对、标定和试验有关的系统和部件。

6.2 监督大纲应涵盖足够的内容,以保证包括运行限值和条件的所有方面。应根据可靠性分析包括概率安全评价(可得到时)和对现有的监督结果得到的经验研究规定监督频度;或者在缺少这两方面的结果时,根据供应商的建议来规定监督频度。

6.3 应在监督规程中以明确的验收准则规定监督要求,使得在系统的可运行性或部

件的可运行性方面是确定无疑的。应以书面形式确认这些准则与运行限值或条件之间的相互关系。

6.4 监督要求还应包括探测老化和由于腐蚀、疲劳和别的机理引起的其他形式的性能劣化的活动。该活动将包括非能动系统以及由正常运行限值和条件所明确包括的系统的无损检验。如果发现性能劣化状态，就应评价对系统可运行性的影响和采取相应措施。

6.5 在核安全导则《核动力厂的维护、监督和在役检查》中有关于监督活动的进一步的指导。

## 7. 运行规程

### 7.1 总则

7.1.1 所有安全有关的活动必须遵循根据批准的管理规程发布的文件执行。获得和正确使用书面运行规程（包括监督规程）对核动力厂安全运行会起重要的作用。国家核安全监管部门发布的《规定》要求，“必须……制定全面地适用于正常工况、异常工况和事故工况下的运行规程”（5.2.2节）。

7.1.2 应制定正常运行的运行规程，以保证核动力厂在规定的限值和条件的范围之内运行，并对安全执行正常运行的所有模式，如启动、功率运行、停堆过程、停堆、负荷变化、过程监测和燃料装卸提供指令。如有要求，运行规程应提交国家核安全监管部门进行评价和批准。

7.1.3 应制定报警响应规程，以支持主要的运行规程。它们应保证对偏离稳态运行限值（附录）及时和正确地响应，并应保证核动力厂参数维持在规定的运行限值之内。

7.1.4 对预计运行事件和事故工况，运行规程应提供恢复指令。对设计基准事故，把核动力厂维持在规定的限值内的这些规程可以是事件导向的或征兆导向的。对超设计基准工况，指令将是征兆导向的，即用指示核动力厂状态的参数为运行人员确定最佳的恢复途径，而无需事故诊断。

7.1.5 当在核动力厂的运行实践中使用口头和/或书面指令时，应按管理程序执行，以保证口头和/或书面的指令不会偏离制定的运行规程以及不违反规定的运行限值和条件。对任何不符合的情况应报送国家核安全监管部门事先批准。

7.1.6 应验证和确认运行规程，以保证其在管理上和技术上是正确的，并且使运行人员容易使用和起到预期作用。应特别注意保证运行规程与其预期的使用环境相一致。运行规程应以其在现场使用的形式来进行确认。

7.1.7 应定期审查运行规程，以保证始终适合其目的，并在必要时按照要求修改、验证、确认和批准运行规程。

### 7.2 应急规程的某些特殊方面

7.2.1 可用事件导向或征兆导向来制定应急运行规程。对设计基准事故，两种方法都

能使用，但是考虑到 7.2.5 中叙述的理由，优先采用征兆导向的应急运行规程。对超设计基准事故，由于可能存在各种不同的工况，应优先采用征兆导向的应急运行规程和事故管理指南。

7.2.2 事件导向的应急运行规程规定运行人员的动作是基于确定的事件。对事件导向的规程，应根据在设计和安全分析报告中预先确定的事件有关的核动力厂状态作出事故响应的决定和采取措施。在使用事件导向的方法时，运行人员在开始采取恢复和/或缓解行动前必须识别具体的设计基准事故。

7.2.3 事件导向的应急运行规程应至少包括：

- (1) 确定具体事故的征兆（如报警、运行工况、参数变化的可能幅度、堆芯冷却的可能劣化特性）；
- (2) 可能由事故引起的自动动作；
- (3) 运行人员为了运行管理或确认自动动作而采取的直接操作；
- (4) 为了使反应堆返回正常工况或保持在持续安全的稳定停堆状态，运行人员采取的后续动作。

7.2.4 应考虑事件导向规程的固有限制：

- (1) 只有在恰当地确定了事件类型后，才可能采取最佳的恢复和/或缓解行动。运行人员可能不得不对非预期事件作出响应，对于处理此类事件他们可能发现自己未进行过专门培训或者没有规程来正确地确定已发生的事件；
- (2) 在最终安全分析报告中仅分析和说明了有限数量的事件，未分析的超设计基准事故不在规程范围之内；
- (3) 大多数事件导向的规程是取“单向”的，并只涉及到有限数量的事件组合；
- (4) 在不同的规程之间没有联系或衔接，因此运行人员没有预先确定的方法来处理多重事件（如蒸汽管道断裂同时丧失冷却剂事故，或失去给水同时发生未能紧急停堆的预期瞬态）。

7.2.5 征兆导向的应急运行规程采用正式确定并优先排列主要关键安全功能的方法，能够解决事件导向方法的某些局限。在征兆导向规程中，应根据核动力厂系统的征兆和状态（如安全参数值和关键安全功能）来决定事件的响应措施。这使运行人员能保持最佳的工作状态，而不需要考虑事故场景进展。在征兆导向方法中用的监测核动力厂参数的方法应满足核动力厂人员处理严重事故工况下的需要。

7.2.6 为实施征兆导向规程，应进行全面的热工水力分析。该分析应保证，针对每个关键安全功能的劣化，运行人员所采取的措施足以应付该安全功能最严重的问题。

7.2.7 应急运行规程应易于与核动力厂其他规程相区别，应采用一致的格式。规程的名称应简短明确，以便运行人员能很快地了解到其适用的异常工况。

7.2.8 在应急运行规程中应避免解释性的内容，应急运行规程应只限于运行人员操作

或验证核动力厂状态的指令。应急运行规程可以包括补充性的背景资料，以进一步帮助运行人员采取恰当的应急措施，但这些资料应与主要的操作指令区别开。必要时，指令应包括启动应急规程的行动，以确定事故工况的应急等级和开始相应的应急响应行动。在执行应急运行规程或事故管理指南的过程中，当事件严重性显示出有变化时，应重复这些行动的指令。

7.2.9 应通过系统分析超设计基准事故和核动力厂应付这种事故上存在的薄弱环节并通过制定处理这些薄弱环节的对策，来确定处理超设计基准事故所必需的应急运行规程或事故管理指南。

7.2.10 在确定和选择处理超设计基准事故最适宜的行动时，应考虑核动力厂具体的情况。严重事故的事故管理指南应包括利用核动力厂内、相邻机组或核动力厂外的所有可能的安全有关或常规的手段，以防止放射性物质向环境中释放。

7.2.11 为了保证有效地使用事故管理指南，应注意使事故管理指南与现有的应急运行规程相衔接，以保持连贯性及避免任何疏漏或不一致。

### 7.3 调试阶段运行规程

7.3.1 在调试阶段建造组、调试组和运行组共存，这期间从一个组到另一个组之间逐步移交职责，直到整个核动力厂由核动力厂的运行管理者接管。在此阶段，应在调试组的监督下由运行组根据为实施调试大纲所制定的试验规程运行。

7.3.2 试验规程应在实际可行的程度上与核动力厂正常运行规程相一致，以便验证和必要时修改运行规程。此过程还给运行人员提供了熟悉核动力厂正常运行规程及核动力厂对这些规程响应情况的机会。在核安全导则《核动力厂调试规程》中给出了调试阶段运行规程的较详细指导。

## 8. 运行规程的制定

8.1 制定适用的运行规程应遵循有计划和系统的过程。使用全面的编写指南会有助于这项工作。

8.2 每个规程应足够详细，使合格人员能进行要求的行动而无需督导，但不应试图对涉及的核动力厂过程提供一个完整的描述。

8.3 规程的格式对每个核动力厂可能是不同的，这取决于营运单位的政策，但应根据制定的质量保证要求和建议来编制。质量保证的安全规定和安全导则提供了这方面恰当的指导。

8.4 必须指定具有适当资格和有经验的人员来起草和验证规程。

8.5 应使用考虑人因的技术（如任务分析）来制定安全、可靠和有效的运行规程，其中应考虑控制室布置、核动力厂总体设计以及核动力厂人员安排和运行经验。

8.6 运行规程应在下列方面对核动力厂提供专门的指导：

- (1) 明确定义在安全分析报告以及运行限值和条件中规定的限制；

- (2) 规程之间的合适衔接，以避免遗漏和重复，并明确进入及退出条件；
- (3) 以在人因方面与良好实践相一致（包括明确的目标和含义）的方式供运行人员使用，并在适当处采用流程图、表以及其他帮助运行人员的方法；
- (4) 为了帮助使用者和在将来修改规程的人员，需要对规程的依据进行书面解释；
- (5) 验证和批准过程，包括对该核动力厂的确认或尽可能现实逼真的模拟的确认；
- (6) 使用事件导向和征兆导向的规程来处理预计运行事件和事故工况，使用征兆导向规程来处理超设计基准事故工况；

8.7 此外，应对有关的传感器、报警器和执行元件（特别是对事件后或事故后规程有关的）提供合适的标识，以保证安全过渡到充分的安全状态。附录 II 提供了关于制定运行规程方法的进一步指导。

## 9. 运行限值和条件及运行规程的遵循

9.1 核动力厂管理者对保证遵循运行限值和条件负有首要的责任。为履行这个责任，应根据关于质量保证的安全规定和有关的安全导则制定相关的管理措施。与运行限值和条件一致的运行规程的条款在遵循运行限值和条件中起主要作用。在运行规程和其他文件中可能直接陈述某些运行限值和条件，这应在实施文件中明确指出。对多机组核动力厂，每个机组都应有各自的文件来说明运行限值和条件。

9.2 为了有助于保证遵循运行限值和条件，负责执行运行限值和条件的所有人员必须持有运行限值和条件的最新有效文本，并应就其使用进行充分培训。在可能的情况下，应将运行限值标在仪表上，以有助于遵循运行限值。同样，控制室人员和需要使用或参考运行规程的其他人员也应直接得到最新版本的运行规程。运行人员在应用当前的规程方面应得到充分的培训，并在修改运行限值和条件以及运行规程时，应进行充分的有计划的再培训。

9.3 如果发生不满足运行限值和条件或不能遵循运行规程的情况，应当报告并分析原因。这可能导致按已制定的程序修改运行限值和条件或运行规程，该程序用于对运行限值和条件或运行规程有控制地作出改变。常规试验或调试试验的结果也需要进行分析并需要考虑修改运行限值和条件和/或运行规程的必要性。

9.4 当修改运行限值和条件或运行规程时，为保证其他的文件与修改后的运行限值和条件及运行规程相一致，应使用配置式管理。特别应有从安全分析开始，通过运行限值和条件到实施规程的跟踪机制，以便有助于配置式的控制和避免运行限值和条件的意外删除、意外保留或意外应用。还应参阅关于质量保证的安全规定和有关导则。

9.5 对运行人员人数应有条件和限制，特别是在控制室（附录 I）。应根据运行人员的人数和人员资格来设计运行规程，以便于运行人员使用。运行规程应明确规定由谁负责实施。在需要口头联络时，应根据批准的规定进行。

9.6 应根据质量保证的安全规定和有关的安全导则对核动力厂运行及其遵循运行限

值和条件及规程情况进行记录并保存。应审查有关不符合项的报告，以保证实施纠正措施，并有助于防止将来发生此种不符合项。本安全导则要求的典型文件和记录如下：

- (1) 每一功率水平区段（包括停堆）的运行记录；
- (2) 监督大纲的记录；
- (3) 燃料存量（新的和用过的）、燃料运输、燃料燃耗历史和堆芯验证的记录；
- (4) 释放到环境中的气态和液态放射性物质以及在厂区累积的固态和液态放射性废物的记录；
- (5) 主传热系统部件的压力循环和温度循环的记录；
- (6) 对运行规程或与运行限值和条件有关的核动力厂设备所做修改的审查或对运行限值和条件所做修改的审查的记录；
- (7) 监查、监查结果和纠正措施的记录；
- (8) 偏离运行限值和条件或运行规程的报告；
- (9) 影响遵循运行限值和条件的人因失误或安全系统部件故障的报告；
- (10) 偏离正常运行、异常事件和实验要求的特殊的或临时的运行指令；
- (11) 运行规程（包括特殊的和临时的）的编制和生效的管理规程。

9.7 在形成 9.6 中所述文件的结构时，应给予特别考虑，以便在需要时能容易识别和追溯与退役阶段相关的记录。

## I. 1. 反应性控制

### I.1.1 负反应性要求

I. 1. 1. 1. 在反应性控制装置中可以引入的最小负反应性应能使反应堆在任何运行状态和事故工况下停堆后，立即达到安全分析报告中所假设的次临界度。

I. 1. 1. 2. 应以反应堆操纵员可获得的信息的形式（如控制棒位置、液体毒物浓度或中子增殖系数）规定所要求的负反应性。

I. 1. 1. 3. 为了在停堆后无限期地保持规定的次临界度，在使用正常的反应性控制装置不足以补偿温度、氙毒或其他瞬态反应性效应时，可使用设计中所提供的辅助手段，如利用含硼水或其他毒物。

### I.1.2 反应性系数

应根据安全分析的要求，规定反应堆不同工况下的反应性系数限值，以保证事故分析和瞬态分析中所用的假设在每个燃料循环中始终有效。

### I.1.3 正反应性引入速率

为了避免出现可能导致燃料温度过高的反应性事故工况，应规定正反应性引入速率的限值，并通过反应性系统逻辑或运行人员应遵守的专门限制来保证这些限值不被超过。

### I.1.4 反应堆堆芯中子注量率监测

为了在反应堆各种功率水平下（包括启动和停堆工况）充分地监测中子注量率，应规定仪表监测要求。这些要求可包括为提供必要的最低注量率水平而使用的中子源和中子探测器的灵敏度。

### I.1.5 反应性控制装置

应规定各种正常运行方式下反应性控制装置及其位置指示器的可运行性要求，包括安全分析报告中所述的多重性及多样性要求。这些可运行性要求应对反应性控制装置的恰当顺序、触发时间和插入时间作出专门规定。反应性控制装置的动作时间必须与设计相符或比设计更保守。

### I.1.6 反应性差值

应规定反应性控制装置预期的和实际的临界位置之间允许的反应性差值，并在每次大量换料后的初始临界时和按规定的时间间隔验证其是否符合。应评价产生重大差值的原因并采

取必要的纠正措施。

### **I.1.7 液体毒物系统**

对所有的液体毒物系统应规定其浓度、贮存量和温度（影响溶解度）等限值，并用适当的措施来保证检测和纠正与这些限值的偏差。应规定可运行性要求，以保证这类系统能正确地动作并发挥其功能，还应规定触发时间和注入时间。

### **I.1.8 堆芯**

堆芯经倒换后，燃料元件及其他堆内部件的位置应按书面程序进行核实和验证，以保证每个部件都安装在正确的位置。

### **I.1.9 防止硼稀释**

在轻水堆停堆运行期间应特别注意将硼稀释事件的可能性降到最小。应规定硼浓度、源量程范围内中子注量率监测、无硼水源的隔离和应急注硼系统的限值和条件。

## **I. 2. 反应堆保护系统和仪表**

### **I.2.1 反应堆保护系统和其他安全系统的仪表**

应规定反应堆保护系统和其他安全系统的仪表与逻辑装置的可运行性要求，并在合适的场合，规定响应时间、仪表漂移和准确度的限值。应指明安全分析报告中所要求的联锁装置并规定其可运行性要求。

### **I.2.2 主控制室外的停堆仪表和控制**

考虑到主控制室有可能无法逗留而在设计中设置主控制室外停堆仪表和控制时，应规定主要参数测量仪表（例如温度、压力、冷却剂流量和中子注量率）的可运行性要求，以便在主控制室外一处或几处把核动力厂停堆并维持在安全状态。

## **I. 3. 堆芯冷却**

### **I.3.1 反应堆冷却剂系统温度**

为了保证不超出规定的堆芯参数安全限值，并保证影响冷却剂系统完整性的温度处于合适的界限以内，应规定各种正常运行模式下的冷却剂温度（最高或最低）和冷却剂温度变化速率的限值。

### **I.3.2 反应堆冷却剂系统压力**

应对各种正常运行模式规定反应堆冷却剂系统允许压力的限值。在某些情况下，例如为考虑材料性能的限制条件，对这类运行限值的规定应与其他参数，如温度或冷却剂流量关联在一起。在此种情况下应清楚说明它们之间的关系，并提供所需要的各种曲线和计算方法，以保证不超过允许的条件。同样，还应规定适用的特殊要求。限值的选择应使各种事故分析

所假定的初始条件不被超过并保持主冷却剂系统的完整性。

### I.3.3 反应堆功率

为了保证不超过堆芯冷却系统的能力，应规定反应堆总功率的限值，并在安全分析报告中作出规定。

### I.3.4 反应堆功率分布

在需要保证满足各种正常运行模式下允许的注量率差、功率峰值因子和功率分布的规定限制的场合下，应规定反应性控制的专门逻辑，或控制棒和/或中子吸收体布置方式，以及控制棒反应性价值。应恰当控制注量率分布，从而保证不超过燃料温度和热流密度限值，并保证不超过在事故分析中假定的初始条件。需要时，应提供适当的计算方法或测量技术使反应堆操纵员能确认其符合性。

### I.3.5 反应堆冷却剂的化学品质

除了对上述压力和温度限值的限制以外，应规定冷却剂化学品质的限值，例如，在水冷反应堆中，电导率、pH 值、含氧量以及杂质（如氯、氟）含量等化学品质都十分重要。

### I.3.6 安全阀和/或卸压阀

应规定反应堆冷却剂系统所需的安全阀和/或卸压阀满足可运行性要求的数量。对直接循环的沸水堆核动力厂，这个系统包括蒸汽系统卸压阀和安全阀。应规定阀门动作的压力整定值。这些整定值的选取应保证各种运行状态下（包括低温下运行）系统的完整性。

### I.3.7 慢化剂与覆盖气体系统

需要时，应对慢化剂温度、化学品质和污染程度规定限值。对覆盖气体中爆炸性气体混合物的允许浓度也应规定限值。因此，还应规定在线工艺监测设备的可运行性要求。

### I.3.8 蒸汽发生器

对蒸汽发生器规定的可运行性要求应与安全分析报告中的要求相一致。这些要求包括应急给水系统、蒸汽系统安全阀和隔离阀的可运行性以及良好的水质和对水位及最小热交换容量的规定限值。

### I.3.9 反应堆冷却剂系统泄漏

泄漏限值应这样确定：冷却剂装量可由正常补给系统维持，系统的完整性能保持在安全分析报告中所假定的程度。应给出各个安全重要部件与其安全功能相称的最大泄漏的技术条件。在确定泄漏限值时，应考虑到环境或二回路系统受泄漏介质污染的允许限值。应规定反应堆冷却剂泄漏检测系统或测量系统的可运行性要求。泄漏一般应分类成可识别的泄漏（例如，由泵密封处进入收集系统的或通过蒸汽发生器的泄漏；应测量这些泄漏，以避免掩盖不可识别的泄漏）或不可识别的泄漏。

### I.3.10 反应堆冷却剂的放射性

为保护人员和环境，并对安全分析报告中提到的燃料元件完整性提供度量，应规定反应堆冷却剂允许的比活度限值。如果使用冷却剂放射性活度在线测量来监测运行中燃料包壳的完整性，需要时，则应对探测和查明破损或可疑的燃料元件规定最低限度的措施。

### **I.3.11 最终热阱**

最终热阱通常是指作为设备和冷凝器冷却水来源的江河、湖泊和海洋。在某些情况下，使用干式或湿式冷却塔。应规定与这些热阱的冷却能力相一致的动力生产水平限值。

### **I.3.12 停堆时衰变热排出**

停堆状态下的操作可能引起对反应堆冷却系统能力的限制。应为进行某些操作前（如降低冷却剂水位或开启反应堆冷却剂系统和安全壳边界）规定衰变热水平的限值。为确定在所有停堆状态下可运行的必需的冷却系统，还应规定附加的限值和条件。在轻水反应堆中，应特别注意停堆运行期间对水位的控制和监测，以防止丧失衰变热排出系统。应规定允许水位和必要的可运行仪表的限值和条件。

### **I.3.13 堆芯应急冷却系统**

应对用于堆芯应急冷却的各系统的可运行性要求作出规定。这些要求应包括设备可运行性和环境条件、冷却剂注入和循环的充分性、管道系统的完整性和堆芯应急冷却所依赖的各系统中的流体最低装量的规定限值。

上述可运行性要求应包括应付安全分析报告中所分析的有关事故所需的全部措施。特别是为保证这些系统能连续有效工作，还应规定应急电源系统和其他辅助系统（例如，用于防止溶液冻结的加热回路、设备冷却系统和通风系统）的可运行性要求。为保证向环境释放的放射性物质低于可接受的限值，还应考虑到这些应急系统在事故后的长期工作能力，并作出规定。

## **I. 4. 安全壳系统**

应规定安全壳系统的可运行性要求，并包括不要求安全壳完整性的条件的核动力厂状态。应规定允许的泄漏率，并对下列系统和部件规定可运行性要求和运行条件：隔离阀；真空破坏阀；执行装置；过滤、冷却和喷淋系统；可燃气体控制和分析系统；通风和净化系统以及有关仪表。规定的运行限值和条件应保证从安全壳系统中释放的放射性物质限制在事故分析中假定的泄漏途径及泄漏率以内。为了保证不损害安全壳系统的有效性，应规定出入口控制的措施。

## **I. 5. 其他系统**

### **I.5.1 通风系统**

对于把气载放射性物质控制在规定限值之内的通风系统（作为安全系统的支持系统），

适用时，应对其可运行要求规定相应的限值。

### **I.5.2 外层安全壳通风**

在采用双层安全壳的场合，外层安全壳应进行通风，并保持在安全分析报告所述的适当的负压下，以保证可能的直接泄漏低于假定值。应规定以压力或泄漏率表示的合适的限值。

## **辅助系统**

多数安全系统的可靠运行是依赖辅助系统（如压缩空气系统和厂用水系统）的运行。如果辅助系统可能对核动力厂安全有重要影响，则应考虑辅助系统的限值和条件。

### **I.5.3 电力系统和其他动力源**

应规定各种运行状态下动力电源的可用性要求。动力电源包括厂外电源；厂内发电机组（柴油机组、燃气轮机以及有关的燃料储备）；蓄电池组和有关的控制；保护、配电及开关装置。所规定的可运行性要求，应使所有安全有关设备（用于核动力厂安全停堆和减轻及控制事故工况）得到足够的电力供应。应按可运行性要求确定所需功率、供电线路的多重性、最大允许的时间延迟以及应急电源供电的持续时间。应规定其他动力源（例如气动系统）的相应要求。在停堆运行期间很多系统和部件都要停役维修，此时应特别注意保证始终充足的电力供应。

### **I.5.4 地震监测仪表**

适用时，应规定地震监测仪表的可运行性要求。应确定与安全分析报告相一致的报警整定值或需采取纠正措施的整定值。仪表的数量应足以保证能在规定的限值下触发所需的自动动作。

### **I.5.5 重物移动**

由于起重设备故障或误操作可能损坏安全有关系统或设备，为防止在其所在区域上方或邻近移动重物，应对起重设备规定限值和条件。该限值和条件很可能随运行模式不同而异。

### **I.5.6 燃料装卸**

对燃料和吸收体装卸的操作要求应包括能一次装卸燃料总量的限值，必要时，还应包括辐照过燃料的温度和衰变时间的限值。适当时，应规定燃料装卸设备的可运行性要求。应规定燃料装卸时监测堆芯反应性的措施，以保证满足反应性要求。应规定用于这类监测的程序和仪表。为了保证在燃料移动时不进行可能引起核功率突升或辐射危害的操作，应规定燃料操作人员和控制室运行人员之间的通讯要求。

### **I.5.7 辐照过燃料的贮存**

应规定辐照过燃料的贮存条件,这些条件包括乏燃料冷却系统的最低冷却能力和燃料上方的最低水位、在指定位置外的任何场所禁止贮存辐照过燃料、最小备用贮存容量以及为防止贮存区内达到临界应预留的反应性裕量。还应规定辐照过燃料贮存区的辐射监测要求。

### **I.5.8 新燃料贮存**

应规定新燃料的贮存准则。为了避免新燃料在装卸或贮存期间达到临界,还应制定一些专门措施。还应在燃料装入堆芯前核实燃料的富集度。

### **I.5.9 辐射监测仪表**

应规定辐射监测仪表(包括排出流监测)的可运行性要求。这些要求应符合辐射防护及核安全监管部门的要求,保证有关区域和排放通道得到充分的监测,并在超过规定的辐射限值或放射性限值时进行报警或开始恰当的行动。

### **I.5.10 核动力厂人员配备**

应规定各种运行状态下所需要当班的核动力厂人员,当班人员必须足以执行所要求的应急规程。应规定控制室人员的最低配备和执行其职责的必要资格。

### **I.5.11 防火系统**

应规定所有运行状态下防火系统可用性的要求。

## 附录 II

## 运行规程的编制（概要）

II. 1. 可根据图 II. 1 所示遵循质量保证原则制定核动力厂运行规程。

II. 2. 通常由运行组完成运行规程的起草（方框 1）。使用的主要参考文件应包括：

- (a) 含设计假设和意图的文件；
- (b) 承包商对系统和部件运行提供指导的合同文件；
- (c) 调试文件（见核安全导则《核动力厂调试》）；
- (d) 其他同样或相似类型核动力厂的规程。

运行组应保证在任何情况下运行规程都符合安全分析报告、运行限值和条件以及任何其他监管要求，并符合包含在核动力厂手册中的营运单位的政策。

II. 3. 应由至少与文件起草者资格相同的人员进行运行规程草案初稿的审查[特别是安全方面（方框 2）]。审查者应核实，草案确实表明安全分析中作为假设基础的核动力厂所有设施是可以运行的并能执行其预定功能。审查还应考虑文件的编辑和格式。

II. 4. 应征求运行人员以及合适时征求设计人员和建造人员对草案的意见[方框 3 和 3 (a)]。

II. 5. 由运行管理者授权后（方框 4），应首先在每个系统的实际初始运行中或者必要时在模拟运行期间确认运行规程（方框 5）。凡可能时，应由起草和审查人员以外的其他人员进行这种确认。对仅完成了模拟运行的情况，应尽可能快地由系统的实际运行来最终确认运行规程。

II. 6. 如果确认试验是满意的，应将草案呈送核动力厂管理者，并建议批准和发布。如果草案不令人满意，草案及提出的修改意见[方框 4 (a)]应送回到起草人处。

II. 7. 如果核实没有必要作进一步修改（方框 6），则应批准和发布运行规程。运行规程就应进入核动力厂手册中的文件系统，并根据质量保证原则处理（方框 7）。

II. 8. 所有已批准的运行规程应根据书面管理程序分发，以便在控制室随时可用（方框 8 和 9）。

II. 9. 审查应按规定的时间或必要时根据运行经验进行（方框 10）。

II. 10. 上述审查引起的对运行规程的任何修改都应按照与初始文件同样的流程安排。

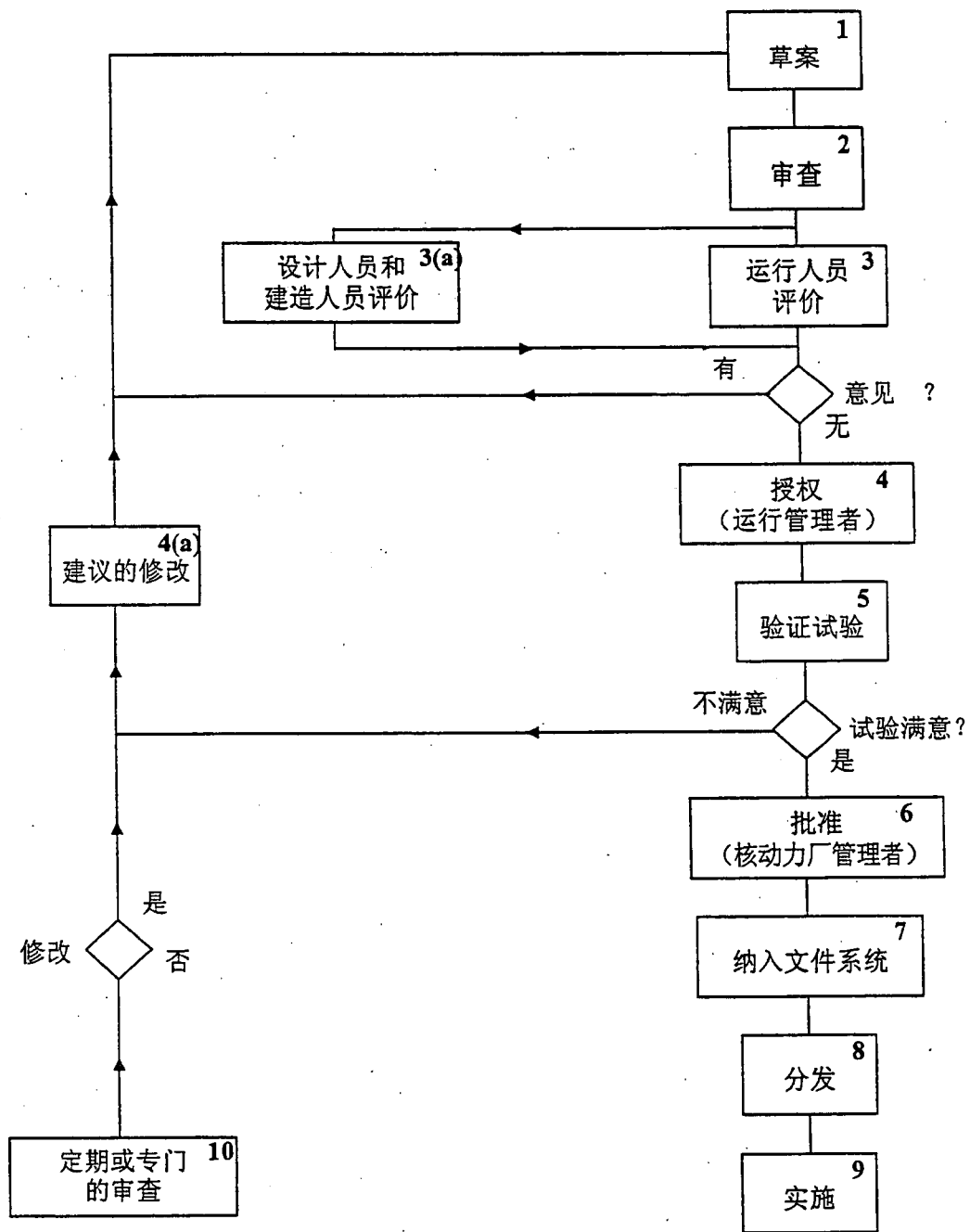


图 II.1 制定运行规程的流程图

## 附录III

## 本导则使用的某些术语解释的实例

### A.1 引言

A.1.1 图 A-1 说明了安全限值、安全系统整定值和运行限值之间的相互关系。

A.1.2 为明确起见，图 A-1 中的实例仅描述所考虑的关键参数中的燃料包壳温度的情况。

A.1.3 在图 A-1 中假设，在安全分析报告中已确定了被监测参数（此处指冷却剂温度）与燃料包壳最高温度之间的关系，并规定了燃料包壳最高温度的安全限值。安全分析表明，受监测的冷却剂温度达到安全系统整定值时，安全系统的动作可防止燃料包壳温度达到安全限值。如果超过此限值，大量的放射性物质可能会从燃料中释放出来。

### A.2 稳态运行范围

由控制系统或操纵员按照运行规程使监测的参数保持在稳态范围内。

### A.3 超过报警整定值（曲线 1）

例如由于负荷变化或控制系统的不平衡，监测的参数有可能超出稳态范围。如果温度上升到报警整定值，操纵员将得到报警，并采取行动来补充自动系统的动作，以便把温度降低到稳态值而不使温度达到正常运行的运行限值。此时应考虑操纵员响应的延迟。

### A.4 超过运行限值（曲线 2）

根据安全分析的结果，正常运行限值可定在稳态运行范围和安全系统触发整定值之间的任何水平上。为了考虑正常运行中发生的常规波动，通常在报警整定值和运行限值之间留有裕度。在运行限值和安全系统整定值之间也应留有裕度，以允许操纵员采取措施来控制瞬态而不触发安全系统。如果达到运行限值，操纵员能采取纠正措施来防止达到安全系统整定值。

### A.5 超过安全系统整定值（曲线 3）

一旦控制系统失灵、操纵员失误或其他原因，监测的参数可能会达到安全系统整定值 A 点，从而触发安全系统。由于安全系统的仪表和设备响应的固有延迟，这种纠正行动延迟到 B 点才起作用。纠正行动应足够防止达到安全限值，但是不能排除燃料局部的损坏。

### A.6 超过安全限值（曲线 4）

一旦发生超过核动力厂设计所能应付的最严重的故障或安全系统发生一次或多重故障，燃料包壳的温度可能超过安全限值，因此可能释放出大量的放射性物质。另外的安全系统可

能被其他的参数所触发，从而使其他的专设安全设施投入运行以减轻事故后果，并且可能启动事故管理措施。

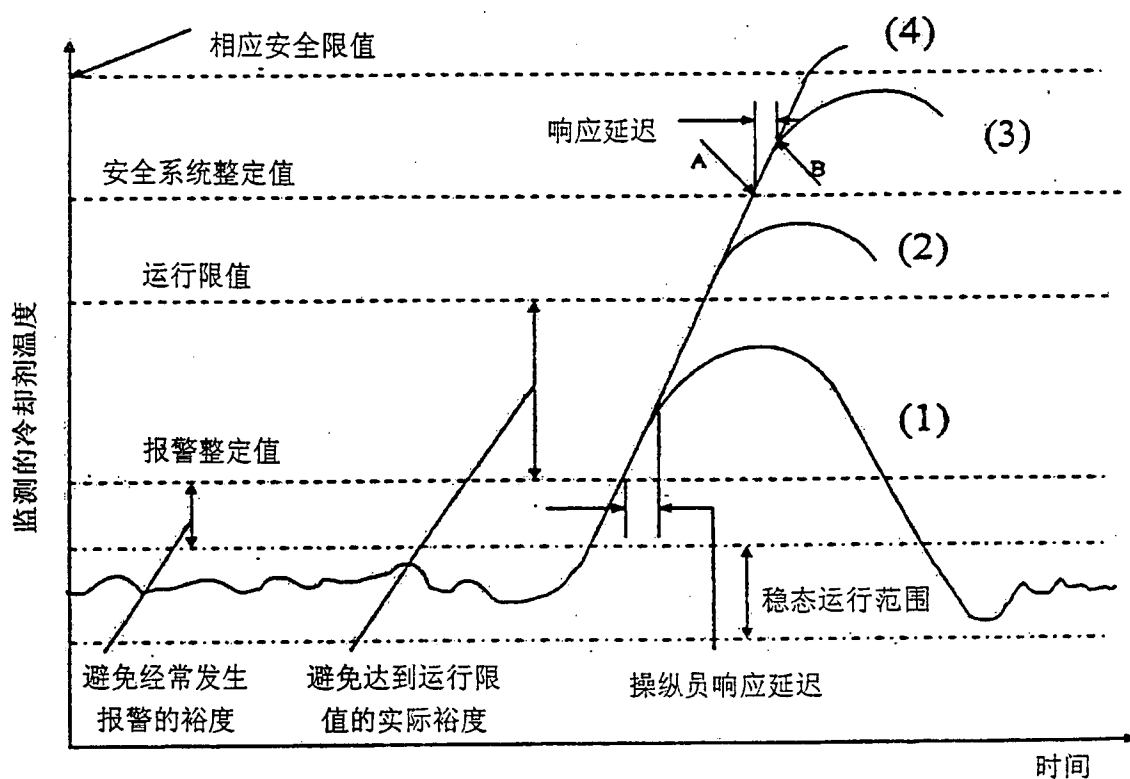
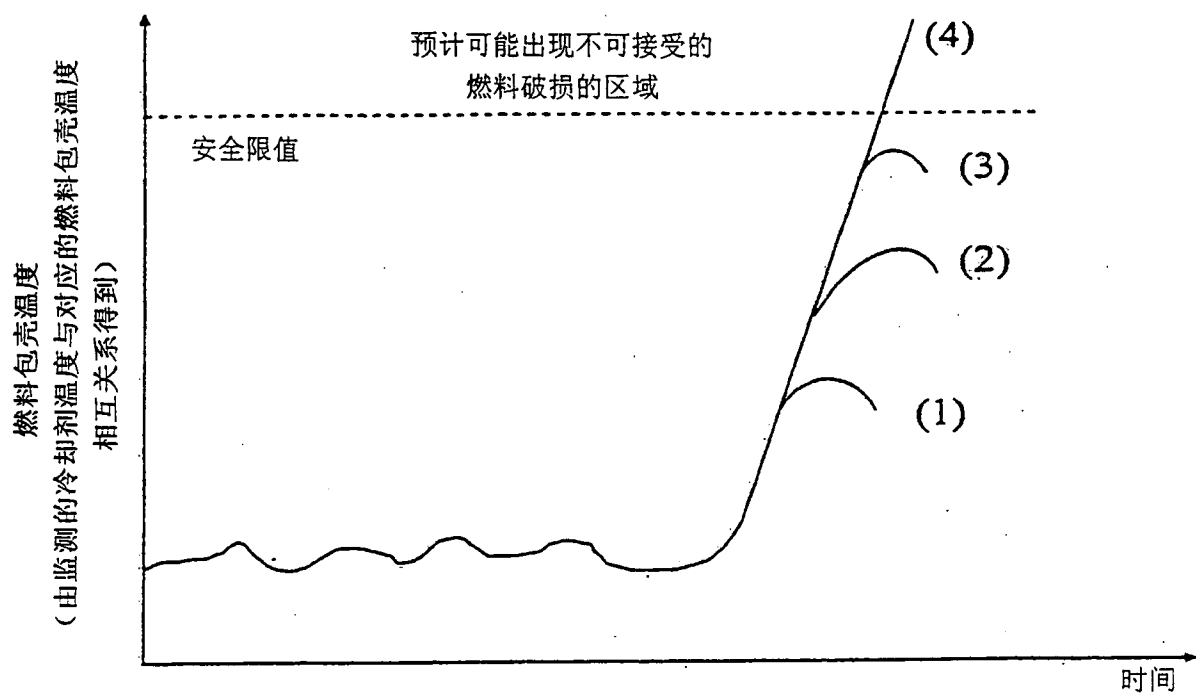
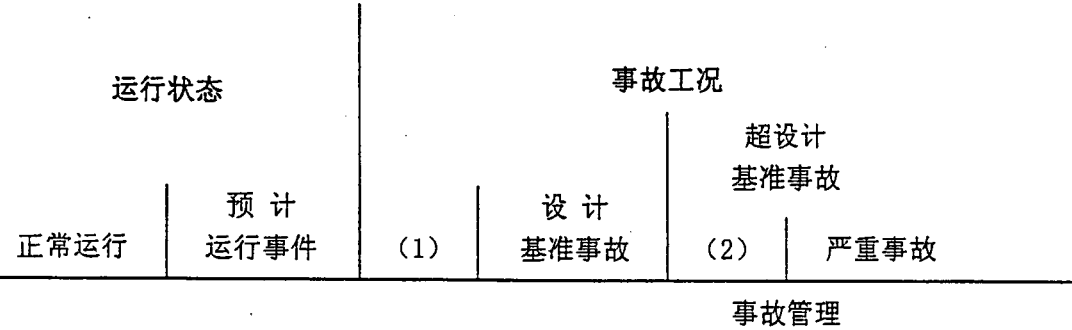


图 A-1 安全限值、安全系统整定值和运行限值之间的关系

附录IV

名词解释

- 1、营运单位
- 申请获准或已被获准经营和运行核动力厂并负责核动力厂安全的单位。
- 2、运行限值和条件
- 经国家核安全监管部门批准的，为核动力厂的安全运行列举的参数限值、设备的功能和性能及人员执行任务的水平等一整套规定。
- 3、核动力厂状态



- (1) 没有明确地考虑作为设计基准事故，但可为设计基准事故所涵盖的那些事故工况；
- (2) 没有造成堆芯明显恶化的超设计基准事故。
- 4、事故工况
- 比预计运行事件严重的工况，包括设计基准事故和严重事故。
- 5、事故管理
- 在超设计基准事故发展过程中采取的一系列行动：
- 防止事件升级为严重事故；

– 减轻严重事故的后果；

– 实现长期稳定的安全状态。
- 6、预计运行事件
- 在核动力厂运行寿期内预计至少发生一次的偏离正常运行的各种运行过程；由于设计中已采取相应措施，这类事件不至于引起安全重要物项的严重损坏，也不至于导致事故工况。
- 7、设计基准事故
- 核动力厂按确定的设计准则在设计中采取了针对性措施的那些事故工况。并且该事故中燃料的损坏和放射性物质的释放保持在管理限值之内。
- 8、正常运行
- 核动力厂在规定限值和条件范围内的运行。
- 9、运行状态

正常运行或预计运行事件两类状态的统称。

#### 10、严重事故

严重性超过设计基准事故并造成堆芯明显恶化的事故工况。

#### 11、安全限值

对运行参数规定的限值，核动力厂在此限值之内运行是安全的。

#### 12、安全系统

安全上重要的系统，用于保证反应堆安全停堆、从堆芯排出余热或限制预计运行事件和设计基准事故的后果。

#### 13、安全系统整定值

为防止超过安全限值的状态，在发生预计运行事件或事故工况时启动有关自动保护装置的触发点。