



HAF202-1995

研究堆运行安全规定

(1995年6月6日国家核安全局发布)

本规定自1995年10月1日起实施

本规定由国家核安全局负责解释

1 引言

1.1 目的

1.1.1 研究堆的安全运行是以前其选址、设计、建造、调试、运行和管理均符合核安全要求为前提。本规定的内容主要涉及研究堆的管理、调试、运行及退役等方面的安全问题，也包括有关的监督管理要求及质量保证要求。

1.1.2 本规定的重点放在研究堆运行必须满足的安全要求上，而不论及如何去满足这些要求。

1.1.3 本规定给出了关于研究堆安全运行的基本要求和建设议，强调的是监督和管理问题。本规定还就与运行有关的组织



机构方面的问题提供一些指导和资料。

1.1.4 反应堆运行管理机构和运行人员还必须注重安全文化。本规定要求：反应堆运行管理机构应充分注意运行安全，划清职责范围、建立明确的联系渠道和授权；制订运行人员严格遵守的运行规程；实施审评和监查以及人员的培训和再培训。

1.1.5 上述要求的目的是要保证研究堆运行过程中不使公众和工作人员受到过量的辐射危害。

1.2 范围

1.2.1 本规定的要求和建议在切实可行的范围内应用于一切研究堆的运行，同时考虑该研究堆的特定设计和运行情况。

1.2.2 本规定中“研究堆”一词包括反应堆堆芯，实验装置，以及反应堆厂址内的与反应堆或实验装置有关的一切其它设施。

2 安全运行的责任

2.1 主管部门

2.1.1 研究堆的主管部门对研究堆的安全运行负有领导责任。

2.2 营运单位

2.2.1 营运单位必须对研究堆的安全负全面责任，确保：

(1) 设计能使反应堆安全运行，并且反应堆是按照已批准

的设计建造的；

(2) 编写安全分析报告，并及时更新；

(3) 调试过程证明设计要求已得到满足，反应堆可按设计运行；

(4) 制订并实施辐射防护大纲；

(5) 建立并实施应急计划；

(6) 研究堆由合格的和有经验的人员按照安全要求进行运行和维护；

(7) 适当培训对安全运行负有责任的人员，制定、实施和及时更新培训和再培训大纲，以及定期审查该大纲以检验其有效性；

(8) 运行期间必要的设施和服务处于可用状态；

(9) 将有关事故的资料，包括对这些事故的评价和拟采取的纠正措施报送给国家核安全部门；

(10) 在单位内部注重安全文化。以确保工作态度和运行条件有利于安全运行（参见 1.1.4 节）；

(11) 制订和实施合适的质量保证大纲；

(12) 给予反应堆运行管理机构足够的权力和支持，以便有效地执行其职务；

(13) 研究堆按规程（见 5.3 节）运行和维修；

(14) 运行经验，包括其他类似设施的运行经验，得到仔细



的研究，以便发现任何对安全有害的先兆或趋势，从而可在出现严重事件之前采取纠正措施，并防止事件重复发生。

2.2.2 必须在营运单位内部建立一个安全咨询机构（如“安全委员会”）以便在反应堆运行安全和有关实验安全方面向营运单位提供咨询。该咨询机构的成员应是与研究堆设计和运行有关的不同领域内的专家。该咨询机构的职能、权限、组成和受权调查的范围必须以书面形式加以陈述，并且必须提交给国家核安全部门。

2.3 反应堆运行管理机构

2.3.1 反应堆运行管理机构必须以书面形式明确陈述运行人员的职务、责任、必要的经验和培训要求，以及他们之间的联系渠道。这些资料也可包括在运行总则中。对参与反应堆运行或使用反应堆的其他人员（如技术辅助人员和实验员）也必须以书面形式明确陈述他们的职务、责任和联系渠道。

2.3.2 反应堆运行管理机构必须保证反应堆运行人员得到使反应堆安全有效地运行所必须的培训和再培训，并保证这种培训和再培训得到适当的评价。必须针对运行状态和事故工况下要遵守的规程进行充分的培训。

2.3.3 尽管有独立的保健物理人员（见 13.6 节），运行人员（如技术辅助人员和实验员）仍必须在保健物理方面得到适当的培训。



2.3.4 在研究堆的各种运行状态下，必须规定保证安全运行所需的各学科人员配备的最低要求。这要以工作人员的数目和需要赋予的职责这两者来表示。任何时候都必须明确直接负责监督管理反应堆运行的人员。还必须规定处理事故工况所需的人员的提供。

2.3.5 反应堆运行管理机构必须定期审查研究堆的运行（包括实验在内），并对所发现的一切问题采取适当的纠正行动。营运单位应审查反应堆及实验装置的调试、运行、维修、监督和修改中出现的重大安全问题。

2.3.6 研究堆的运行和所做实验的详细计划必须事先制订，并得到反应堆运行管理机构的认可。

2.4 运行人员

2.4.1 所需要的运行人员的人数和工种取决于反应堆的功率水平、工作循环及用途。运行人员中应包括一名反应堆负责人、若干名值长（根据需要确定）、若干名操纵员（根据需要确定）、维修人员和辐射防护人员。

2.4.2 值长和反应堆操纵员必须持有国家核安全部门颁发的反应堆操纵人员执照。

2.4.3 任何一名反应堆运行人员或任何一名实验员都必须拥有充分的职权使用紧急停堆按钮（或等效装置），以便出于安全目的而使反应堆停堆。



3 运行安全分析

3.1 营运单位须按要求编制安全分析报告。

3.2 安全分析报告中用于证明设计合理性的资料还必须用于确定运行限值和条件。运行规程和应急计划的编制也必须根据安全分析报告的资料，必要时还必须根据其它分析的结果。

3.3 安全分析报告必须包括足够的资料，以便使国家核安全部门能对反应堆做出独立评价。安全分析报告应作为申请反应堆运行执照的主要资料。

3.4 安全分析报告还为工作人员、用户等提供基本资料，以使他们了解该设施。所以，它必须包括关于设施及其厂址、堆型及其用途的资料；反应堆构筑物和包容体的详细资料以及堆芯及其功率的资料。详细图纸、部件清单、材料清单等也可供给工作人员和用户查阅。

3.5 营运单位必须定期对更新安全分析报告的必要性进行审评。

4 运行限值和条件

4.1 必须建立一套对反应堆安全重要的可被国家核安全部门



接受的运行限值和条件，包括安全限值、安全系统整定值、安全运行的限制条件和监督要求。在反应堆整个寿期内，运行人员必须遵守这些限值和条件。安全运行的运行限值和条件可以包括行政管理和组织方面的内容。

4.2 安全限值一般必须以某些参数或变量的最大值和（或）最小值来表示，而在各种运行状态下，这些变量或参数必须保持小于或大于此限值。

4.3 安全系统整定值（紧急停堆整定值）必须包括适当的安全裕度，特别应考虑系统的瞬态行为、设备响应时间和测量装置的误差。如果某一安全限值不能直接测量（如燃料温度），那么必须规定其它相关变量的安全系统整定值，以防止违反该限值。

4.4 安全运行限制条件是从管理上确定的对设备和运行的限制。这种限制在反应堆的各种运行状态下都必须遵守。确定这种限制条件是为了在正常运行值和所确立的安全系统整定值之间提供可接受的安全裕度。它们包括运行参数限值、最少可运行的设备和最少的人员配备的要求，以及规定需由运行人员采取的行动。

4.5 监督要求包括对安全系统进行定期核对、试验、标定和检查的频度和方法，以保证符合安全运行限制条件。营运单位必须保证制定和正确实施一个适当的监督大纲，包括对结果的评价。



4.6 安全限值、安全系统整定值、限制条件和监督要求的数值必须根据反应堆设计和反应堆安全分析的结果选取，并证明它与反映反应堆现状的安全分析报告相一致。

4.7 必须有措施保证：一旦不满足某一安全限值，就能使反应堆停堆并使其维持在安全状态。在这种情况下，必须按规定报告国家核安全部门，并且只有在查明根本原因并采取纠正措施之后，方可再启动反应堆。

4.8 如果某一安全运行限制条件得不到满足，运行人员必须采取适当行动，以确保安全。反应堆运行管理机构必须对原因和后果进行调查，并采取适当的行动，以防止其再次发生。必须及时将这一事件通知国家核安全部门。

5 运行规程

5.1 营运单位必须在经审查和批准后颁布一套包括行政和组织方面要求在内的总的运行规则。必须在初始装料之前编制和颁发反应堆安全运行和使用的运行规程，以补充这些总的运行规则。

5.2 这些运行规程必须由营运单位组织有关人员编写，组织有一定资格的独立于编写人员的审查人员进行审查，最后由营运单位或授权的代表批准后才能生效。国家核安全部门有权查阅这



些规程。

5.3 运行规程必须包括下列事项的书面指令：

(1) 反应堆（包括实验装置）启动、运行、停堆过程和停堆状态；

(2) 装料，卸料，以及燃料元件和组件或其他堆芯和反射层部件（包括实验装置）在堆内的移动；

(3) 可能影响反应堆安全的主要部件或系统的预防性维修；

(4) 反应堆安全运行所必需的构筑物、系统和部件的定期监督、标定和试验的大纲；

(5) 实施符合现行法规的辐射防护程序；

(6) 运行和维修的授权，以及那些可能影响反应堆安全或反应性的辐照和实验的实施；

(7) 操纵员对预计运行事件以及在实际可能的范围内对事故工况的响应；

(8) 应急行动；¹

(9) 保卫；

(10) 放射性废物的处理和放射性释放的监测和控制；

(11) 反应堆停堆期间按要求对反应堆及其辅助系统的监督。

对于上述很多工作，可以使用核对清单。

¹ 在很多情况下，应急规程作为独立应急计划的组成部分来制定（见第 14 章）。



5.4 必须根据预定的内部程序对这些规程进行定期的审查和更新，或在必要时再进行附加的审查和更新。控制室内必须备有这些规程。

5.5 所有反应堆运行和使用的人员都必须在这些规程和使用方面进行适当的培训。

5.6 反应堆运行和使用的一切规程都必须与运行限值和条件一致。

5.7 如果计划进行现行规程未包括的操作时，必须在开始操作之前编制适用的规程，并经审查和批准。必须对有关人员进行这些规程的培训。

6 调试

6.1 必须编制调试大纲，以验证设计目标已经达到。该大纲必须在实施前提交给安全咨询机构和国家核安全部门进行审查和认可。

6.2 营运单位、设计单位和制造单位必须参与调试大纲的编制。

6.3 调试试验必须按功能类别和逻辑序列安排。该序列包括：运行前试验，首次临界和低功率试验，以及功率试验。除非所要求的前一阶段试验已圆满完成，否则不得进行下一阶段的试验。



6.4 户供的调试大纲文件必须按照质保大纲的要求编制，并包含试验的范围、步骤和预期结果等方面的详细内容。它应包括：

- (1) 试验目的和预期结果；
- (2) 试验中需要采取的安全措施；
- (3) 预防措施和先决条件；
- (4) 试验程序；

(5) 试验报告，包括所收集的数据及其分析的摘要、结果的评价，如有缺陷还包括缺陷的判定和纠正行动。

6.5 在整个调试过程中，营运单位必须与国家核安全部门保持紧密的联系。尤其是直接影响安全的试验结果及其分析，必须提交给安全咨询机构和国家核安全部门进行审查和认可。

6.6 在反应堆调试期间必须适当考虑实验装置。

6.7 新实验装置必须遵守相应的附加的调试规程(参见第10章)。

6.8 调试过程必须成为营运单位和供货商的合作过程，以保证其成为使营运单位熟悉反应堆特性的有效手段。

6.9 所有调试试验结果，无论是由营运单位产生的，还是由供货商产生的，都可供营运单位查阅，并在设施的寿期内加以保存。



7 维修、定期试验和检查²

7.1 必须进行维修、定期试验和检查，以确保：

- (1) 遵守运行限值和条件；
- (2) 反应堆处于安全状态。

7.2 对已安装的设备进行维修、从运行中移走需维修的设备或在维修后重新安装设备的决定都必须：

- (1) 由反应堆运行管理机构作出并负全面责任；
- (2) 使反应堆的安全保持在运行限值和条件所规定的水平上。

7.3 对于反应堆设备，尤其是所有安全重要物项，其维修、定期试验和检查必须要有根据安全分析报告编制的书面大纲。这些大纲必须确保在其执行中不降低安全水平。在编制这些大纲过程中，应注意产生共因故障的潜在可能性（例如：系统的报警点或停堆点复位中的系统错误）。

7.4 反应堆运行管理机构必须对维修、定期试验和检查的各个方面负全面责任。必须有明确的工作授权结构图。

7.5 在维修、定期试验和检查方面必须执行工作许可证制度，包括根据质保大纲进行工作之前和之后的检验程序。

7.6 维修、试验和检查的结果必须由合格人员评价，以验证

² 参见 HAF0302，HAF0307（1），HAF0308（1）。

其是否符合限值和条件。必要时应与以前的检查和试验结果作比较，以判明潜在故障，并得以及时采取纠正行动。

7.7 各个构筑物、系统和部件的维修、定期试验和检查的频度必须要能确保相应的构筑物、系统或部件的可靠性，同时必须考虑：

- (1) 它们相对的安全重要性；
- (2) 预计功能失效的可能性；
- (3) 最初的安全分析报告及其后的各版本所确定的要求。

频度应根据经验进行调整。

7.8 对安全重要部件可能需要给予特殊注意，以防止其老化引起意外故障。在这种情况下，应采取的方法之一是预防性维修。

7.9 当维修、试验或检查发现在反应堆安全系统整定值或安全运行限制条件中有不符合项时，必须予以纠正。如果虽有故障或不符合项，但该设备仍处于不降低反应堆安全水平的状态，或可以采取附加的管理措施以保证安全，那么只要反应堆保持在批准的运行限值和条件以内，反应堆就可在此情况下继续运行一段有限的时间。否则，反应堆必须停堆或保持停堆状态，直到故障或不符合项得到纠正。

7.10 维修之后，必须对设备进行检查，并且必要时，必须进行重新标定、试验，并证明其符合使用要求。

7.11 只有在负责协调维修工作的人员已批准检查和试验的



结果之后，方可允许恢复正常运行。

7.12 维修、定期试验和检查的记录必须符合质保大纲的要求。

8 堆芯和燃料管理

8.1 营运单位必须负责并安排与堆芯管理和厂内燃料管理有关的全部活动。关于厂外的燃料管理，应根据国家的有关规定执行。

8.2 营运单位必须根据设计要求制订燃料和堆芯部件的采购、装载、使用、卸料和试验的技术规格书和程序（见 5.3（2）节）。

8.3 一切堆芯布置的确定必须符合运行限值和条件中规定的设计意图和假设。

8.4 为使放射性裂变产物从燃料中的释放减至最少，必须制订运行限值和条件，并必须编写应付燃料元件破损的程序。

8.5 必须制订规程，以确保燃料元件、组件和堆芯部件装卸期间的质量、核安全和保卫工作。未辐照和已辐照燃料的贮存方案必须报送国家核安全部门批准。

8.6 已辐照和未辐照的燃料组件的包装运输和发送必须遵守有关法规和标准。



8.7 必须保持符合质保大纲的完整的记录制度，以便适用于堆芯管理、燃料状态和燃料管理活动。

9 记录和报告

9.1 为了反应堆的安全运行，营运单位必须备有反应堆设计、建造、调试和运行的基本资料。在运行期间必须及时更新这些资料。这些资料包括厂址及环境数据、设计技术规格书、设备和材料的详细情况、竣工图、运行和维修手册，以及质量保证文件。

9.2 有关反应堆及实验装置运行的资料还应包括以下记录：

- (1) 日常运行资料（如日志、数据表、核对清单、自动记录的数据）；
- (2) 安全系统的性能评价；
- (3) 当前运行状态（如，某些设备停役）；
- (4) 维修、定期试验和检查；
- (5) 修改；
- (6) 在役故障和安全相关事件；
- (7) 放射源和裂变材料的位置和移动；
- (8) 放射性废物的贮存、放射性释放和环境监测结果；
- (9) 工作人员的职责和培训；
- (10) 工作人员的辐射照射和体检；



- (11) 质保监查和审查;
- (12) 有关的调试记录, 包括启动试验报告;
- (13) 有关退役的记录;
- (14) 同国家核安全部门的联系。

9.3 记入日志、核对清单和其它记录内的信息必须正确标明日期和签名。

9.4 营运单位必须编写关于安全事项的扼要的定期报告, 并将其提交给安全咨询机构和国家核安全部门。

9.5 对记录和报告的贮存和保管所做的安排必须符合质保大纲。文件管理系统必须确保将过时的文件存档, 并只将每个文件的最新版本提供给工作人员使用。必须考虑将某些文件贮存在厂外, 以备万一出现紧急情况时查阅。应当规定各类记录和报告的适当的合理的保存期限。

10 反应堆应用

10.1 研究堆可按下列方式被利用:

- (1) 反应堆本身产生实验结果;
- (2) 辐照生产放射性核素的样品和材料;
- (3) 将实验装置装入反应堆堆芯或反射层中;
- (4) 从堆芯引出中子束用于实验目的。



10.2 如果利用反应堆本身产生实验结果，相应的规程必须确保遵守运行限值和条件。

10.3 装入反应堆或直接与反应堆相连的所有实验装置的设计必须符合反应堆本身的设计标准，并且在所用材料、结构完整性和辐射安全方面必须与反应堆完全相容。

10.4 当实验装置贯穿反应堆边界时，它们的设计必须要能保持反应堆的包容和屏蔽。

10.5 实验装置保护系统的设计必须能保护实验装置和反应堆两者，使它们免受实验装置引起的任何危害。

10.6 反应堆运行管理机构必须建立一个实验申请的管理程序。一项实验的申请应包括：

- (1) 实验目的、实验步骤、注意事项和安全措施的描述；
- (2) 使实验装置与反应堆系统连成一体的方法；
- (3) 实验装置设计中所应用的准则的选择和论证；
- (4) 装置的安全评价，包括对装置本身以及它对反应堆和工作人员安全的影响两方面；
- (5) 任何专用的运行和维修文件的编制和批准要求；
- (6) 对运行和维护人员的特殊培训要求；
- (7) 调试和功能试验要求；
- (8) 退役；
- (9) 所采用的质保大纲；



(10) 对实验产生的放射性废物处置的建议;

(11) 确保运行人员和实验人员之间联系的规程。

10.7 每一个新实验都必须根据已建立的内部程序审查其安全意义。如果认为它具有重大的安全意义，那么必须报送安全咨询机构和国家核安全部门审查和批准。安全意义的标准与 11.2 节中对修改列出的标准相同。

10.8 实验装置的任何修改都必须遵守用于原实验装置的程序。

10.9 实验装置的使用和操作必须根据书面规程控制。这些规程必须考虑对反应堆的影响，尤其是对反应性变化的影响。

10.10 实验的实施必须优化，以降低有关工作人员的辐射照射（合理可行尽量低原则）。

11 修改

11.1 反应堆的修改必须根据标准程序分为具有安全意义的修改和不具安全意义的修改。某些实验装置的安装或为实验目的而重组堆芯应视为反应堆修改（见 10.7 节）。

11.2 具有重大安全意义的修改必须上报国家核安全部门审查和批准。这些修改：

(1) 涉及国家核安全部门批准的安全限值和安全运行限制



条件的改变，

(2) 影响安全重要物项；

(3) 引入不同性质的危害或引入较以前考虑到的更可能发生的危害，或明显降低现有安全裕度；

(4) 改变原先由国家核安全部门批准的其他物项、程序和文件等。

11.3 具有重大安全意义的修改必须按《研究堆设计安全规定》(HAF201)描述的安全分析和设计、建造以及调试的程序执行。

11.4 必须执行控制修改程序，以确保修改的设计、制造、安装和试验能满意地完成。该程序应包括：

(1) 所申请的修改的描述；

(2) 修改的必要性论证；

(3) 设计要求及准则；

(4) 支持该修改的安全评价；

(5) 制造工艺；

(6) 安装程序；

(7) 调试过程；

(8) 已完成的修改的试验和检查；

(9) 运行规程和应急规程的审查；

(10) 文件更新；



- (11) 操纵员培训和重新申请执照（必要时）的特殊要求；
- (12) 质保要求。

11.5 修改的实施应以降低有关人员的辐射照射（合理可行尽量低）的优化原则进行。

12 放射性废物

12.1 反应堆及其实验装置的运行应尽量少地产生各种放射性废物，以减少放射性物质的释放，并便于废物处理。

12.2 必须监测和记录放射性排出流的释放，以验证是否符合适用的管理限值和条件。

12.3 必须根据国家核安全部门的要求向该部门定期报告放射性排出流的释放情况。

12.4 放射性废物的处理、贮存和处置或转移必须遵照有关规定进行。

12.5 放射性废物的输送、收集、处理、贮存和处置必须有书面规程。

12.6 必须保存在反应堆现场贮存、处置的或从反应堆现场转移的放射性废物数量、类型和特性的记录。

12.7 所有涉及放射性排出流和废物的活动都必须遵照质保大纲进行。

13 辐射防护

13.1 在所有运行状态下，辐射防护的主要目标是避免不必要的辐射照射，并将不可避免的照射保持在合理可行尽量低的水平。一方面要考虑剂量限值，另一方面要考虑社会和经济因素（合理可行尽量低）。厂区工作人员和公众的辐射照射必须符合有关标准。

13.2 必须通过适当的专设安全设施、事故处理规程和应急计划中规定的措施减轻事故工况下的辐射后果。

13.3 营运单位必须制订和实施辐射防护大纲，确保所有涉及辐射照射的活动都是有计划的，并在受到监督的情况下实施，以实现 13.1 和 13.2 节的目标。

13.4 在辐射防护大纲中，营运单位必须负责：

（1）对因运行和使用研究堆而在现场的人员的辐射剂量进行控制；

（2）对研究堆释放到环境中的放射性物质总量和厂外辐射剂量水平进行控制；

（3）做好事故应急管理的准备和与厂外有关部门合作的准备。

13.5 辐射防护大纲必须包括下列涉及设计规定的管理性措



施：

(1) 将厂区工作人员和一般公众的照射限制在规定限值内，并符合合理可行尽量低的原则；

(2) 确保有足够的、合适的仪表和设备用于工作人员的监测和防护；

(3) 确保有现场辐射的监测和调查；

(4) 在预计到有辐射危害时，确保辐射防护人员和运行人员在编制运行和维护规程方面进行合作，并在需要时提供直接帮助；

(5) 为环境辐射监督作准备；

(6) 为人员、设备和构筑物去污作准备；

(7) 按有关规定控制放射性物质运输；

(8) 探测和记录放射性物质的排放；

(9) 记录辐射源的总量；

(10) 在辐射防护实践方面提供足够的培训（见 13.8 节）。

13.6 实施辐射防护大纲必须任命在反应堆设计和运行方面具有辐射防护知识的合格的保健物理人员。这些保健物理人员必须与反应堆运行组合作，但具有独立于反应堆运行组的报告渠道，以便提出有关安全问题。保健物理人员有权制止危及安全的操作。

13.7 保健物理负责人员应独立于反应堆运行管理机构，但

必须为反应堆运行人员提供咨询，并且必须能与营运单位内部负责编制和实施运行规程的管理阶层人员接触。

13.8 设施中所有的工作人员都必须各负其责，在各自活动领域内将辐射防护大纲中规定的辐照控制措施付诸实施。为此，应对研究堆设施中的所有工作人员（可能包括非长期在那里工作的人员，例如实验员、学员、参观者、外来技工）进行培训，使他们充分认识到辐射的危害和可供采用的防护措施。

13.9 营运单位必须通过监督、检查和监查来验证辐射防护大纲的正确实施及其目标的实现，并在必要时采取纠正措施。必须对大纲定期审查和更新。

13.10 对所有可能受到严重职业辐射照射的人员，必须按有关部门的要求测量、记录和评价他们所受到的照射，并且这些记录必须供国家核安全部门或国家法规所授权的其它机构查阅。

13.11 必须根据厂址特征确定放射性释放限值并报国家核安全部门和其他有关部门。批准的排放限值应包括在运行限值和条件中，营运单位必须确立管理限值供自己使用，以帮助反应堆运行管理机构确保辐射剂量处于合理可行尽量低的水平和不超过个人剂量限值。如果超过放射性释放的管理限值，营运单位必须进行调査，以采取纠正行动。

13.12 如果超过人员照射限值或放射性释放限值，则必须向国家核安全部门和有关部门报告。



13.13 辐射防护大纲应规定对可能受到职业照射的厂区人员进行医疗监督。还应规定对任何情况下受到过量照射人员的医疗监督。

13.14 辐射防护大纲必须在调试的适当阶段开始实施。

14 应急计划的编制

14.1 尽管研究堆发生核事故的几率极低，但为了一旦发生事故时使工作人员和公众免受过量辐射照射，营运单位必须编制应急计划。

14.2 应急计划应根据厂址条件制定，计划应包括应急状态下要开展的各项活动的安排，并必须报国家核安全部门审批。

14.3 营运单位的应急计划必须根据安全分析报告中分析的事故以及为编制应急计划而附加的假设事故编制。

14.4 营运单位编制的应急计划和安排应包括：

- (1) 确定应急机构，包括关键人员的责任；
- (2) 应急状态的划分；
- (3) 确定应急的各种状态、受权宣布应急状态的人员名单和合适的报警设施的说明；
- (4) 初始和后续评价的安排，包括辐射状态的环境监测；
- (5) 为尽可能减少人员电离辐射照射所采取的措施和保证

伤员医疗的措施；

(6) 在现场为限制放射性的释放和沾污的扩散而采取的行动；

(7) 指挥和通讯网络图，包括与当地政府联系，清楚地表明有关人员和机构的职责；

(8) 设施和规程的描述；

(9) 报告有关部门的通告要求；

(10) 请求增援的通知要求；

(11) 处于指定地点并处于备用状态的应急设备的清单；

(12) 计划实施时有关人员和机构要采取的行动；

(13) 终止应急状态和恢复正常的措施。

14.5 应根据应急计划制定应急响应程序。该程序以文件和指令的形式详细规定达到应急计划目标所要求的实施行动和方法。在这些程序中，具体的强制性指令的范围应与设想的情况相一致。

14.6 指令应明确陈述一旦出现应急状态时，厂内的所有人员得到通知后该怎样行动。

14.7 应急组织必须包括了解反应堆目前运行情况的人员，并且通常由反应堆运行管理机构领导。所有参与响应的人员必须按需要定期接受在应急时如何履行其职责的教育、培训和再培训。该要求也适用于与应急响应有关的厂外的人员。



14.8 必须在切实可行的范围内，定期进行应急计划的演习、复审和修改。

14.9 应急状态需要使用的仪器、工具、设备、文件和通讯系统必须妥善保管和维护，使之处于随时可用状态，并在假设的事故条件下不受影响或不失效。

15 保卫

15.1 必须采取一切合理的预防措施，防止人员进行非授权的可能危及安全的活动，防止裂变材料或其他放射性材料从反应堆非法转移，并防止人为破坏反应堆。必须确立适当的保卫措施，并尽可能形成计划。

15.2 必须制订措施以便发现和防止未经批准进入保卫区域，必须与有关部门共同作出安排和建立适当的联系，以便及时得到协助。

15.3 保卫计划的细节必须保密，并且只告诉需要知道的人。

15.4 营运单位必须对裂变材料和所有放射源进行定期监查。

15.5 营运单位必须调查任何实际的或未遂的对裂变材料或其他放射性物质的盗窃，或实际的或未遂的对反应堆的人为破坏行动或其它违反保卫规定的行为，并必须通过保密渠道报告有关部门。



16 质量保证

16.1 总则

16.1.1 研究堆和有关实验的设计、采购、建造、调试、运行、修改和退役的质量保证大纲的制定、管理、实施和评价对于保证安全是重要的。研究堆或实验的具体质量保证大纲的范围取决于该反应堆潜在的危害和国家核安全部门的要求。

16.1.2 研究堆设计和运行的质量保证必须是某一特定活动各个阶段的连续过程。应当明确质量控制（验证所要求的质量已达到）仅仅是质量保证的一部分。在完成一项具体工作时，实现质量要求的基本责任必须属于那些承担工作的人，而不属于那些通过验证而确信该质量要求已达到的人。

16.2 应用范围

16.2.1 总的质量保证要求必须应用于所有研究堆的设计、建造、调试、运行、修改或退役。

16.2.2 对现有的研究堆可能并未要求他们编写以前各阶段的质量保证大纲。然而，所有运行活动，包括维修、试验、检查、修改、实验和退役都应有适当的质量保证要求。

16.3 质量保证大纲

16.3.1 营运单位必须编制和实施质量保证大纲。



16.3.2 在实现安全的原则和目标方面，动力堆的安全规定 HAF003 和安全导则 HAD003/09 等为编制质量保证大纲提供了指导。研究堆质量保证大纲可参考这些法规中质量保证原则和要求编制。另外，国家核安全部门的要求也必须包括在大纲中。

16.3.3 营运单位必须确定对运行安全重要的物项、服务和程序，并必须包括在质量保证大纲中（见附录）。

17 退役

17.1 退役前，营运单位必须编制计划，以保证退役期间和其后的安全。退役计划必须在退役活动开始之前提交咨询机构审查，并报国家核安全部门 审查和批准。

17.2 退役计划应包括对适合于该反应堆的一个或几个退役备选方案的评价，并符合国家核安全部门的要求，退役备选方案的例子是：

（1）移出全部燃料组件和便于拆卸的放射性部件和废物后，作整体保护性贮存；

（2）移出全部燃料组件和便于拆卸的放射性部件和废物后，掩埋放射性构筑物和大部件；

（3）移走全部放射性物质，对其余构筑物进行彻底去污，以便能不加限制地利用。



在某些情况下，有可能将反应堆或其中某些部分解体，以便能运到另外一个厂址继续使用。

17.3 退役计划包括导致最终完全退役的所有步骤。完全退役所达到的程度是：以最低限度的监督或不监督就能保证安全。这些步骤可包括：贮存和监督、厂址区域的有限制使用和无限制使用。

17.4 在反应堆的运行寿期内，营运单位和反应堆运行管理机构应牢记退役的要求。应保存反应堆的最新文件，并应记录反应堆维修或修改期间受沾污或受辐照的构筑物、系统和部件的处理经历，以有利于退役计划的制订。

17.5 只有得到国家核安全部门的批准，营运单位的责任方可终止。

名词解释

本规定中下列名词术语的含义为：

可接受限值

国家核安全部门认可的限值。

事故工况

以偏离运行状态形式出现的事故。事故工况下放射性物质的



释放可由恰当设计设施限制在可接受限值以内。严重事故³不在其例。

预计运行事件

反应堆运行寿期内预计可能出现一次或数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，这类事件不致于引起安全重要物项的严重损坏，也不导致事故工况。

调试

反应堆已安装的部件和系统投入运行并按设计要求进行性能验证，以确认是否满足性能标准的过程。调试由反应堆装载燃料前和反应堆进入临界、链式裂变反应在持续进行中两种条件下的试验组成。

共因故障

由特定的单一事件或起因导致若干装置或功能失效的故障⁴。

包容

包围含放射性物质的反应堆主要部件的屏障，设计用以防止和缓解在运行状态或设计基准事故中放射性物质向环境的失控释放⁵。

临界装置

³ 严重事故属于超设计基准事故。

⁴ 例如设计缺陷、制造缺陷、运行和维修差错、自然事件、人为事故、信号饱和或源自其他操作、故障或环境条件改变的意外的级联效应。

⁵ 如果其设计也能在事故后的超压条件下完成其功能，则常称其为安全壳。



一个具有足够可裂变材料和其它材料的装置,用以在低功率水平维持可控链式反应,并为研究堆芯布置及组成提供条件。

退役

反应堆最终退出运行的过程

设计基准事故

研究堆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。

多样性

为某一确定功能设置多重部件或系统,这些部件或系统总起来说具有一个或几个不同属性⁶。

排出流

释放到环境中的流体(液体或气体),流体中可能含固体微粒。

专设安全设施

(见安全系统)

实验装置

装在堆内或反应堆周围,利用反应堆中子通量和电离辐射束进行研究、开发、同位素生产以及其它工作的装置。

燃料(核燃料)

用于核反应堆中产生中子的含可裂变材料和可转换材料的

⁶ 不同属性的例子有:不同的运行条件、大小不等的设备、不同的制造厂、不同的工作原理以及基于不同物理方法或规律的不同类型的设备。



化学混合元件。

燃料组件

作为一个整体装入堆芯，尔后又自堆芯撤除的燃料元件组。

燃料元件

以燃料为其主要组成部分的最小独立结构体。

维修

保持设备处于良好工作状态的活動，包括预防性的和纠正（或修理）性的两个方面。

正常运行

研究堆及其相关实验装置的运行，包括启动、功率运行、停堆过程、停堆状态、维护、试验和换料（参见运行状态）。

营运单位

持有国家核安全部门许可证（执照），负责经营和运行反应堆设施的单位。

运行限值和条件

经国家核安全部门认可的，为研究堆设施的安全运行而列举参数限值、设备的功能和性能及人员执行任务的水平等一整套规定。

运行状态

正常运行或预计运行事件两类状态的统称。

假设始发事件



经鉴别可能导致预计运行事件或事故工况及其后续故障效应的事件⁷。

保护系统

由各种电器件、机械器件和线路（从传感器到执行机构的输入端）组成的产生与保护功能相联系的信号系统。

质量保证

为使物项或服务与规定的质量要求相符合并提供足够的置信度所必需的一系列有计划系统化的活动。

反应堆运行管理机构

由营运单位委任的负责指挥研究堆设施运行、并承担直接安全责任的机构。

多重性

通过设置数量高于最低需要的单元或系统（相同的或不同的），以达到任一单元或系统的失效不致于引起所需总体安全功能丧失的措施。

研究堆⁸

主要用于产生和利用中子注量率和电离辐射作研究和其它目的用的核反应堆。

核安全（安全）

⁷ 假设始发事件的主要原因有：可信的设备故障和操作人员差错（反应堆设施内外）、人为事件或自然事件。研究堆设施始发事件的清单（明细表）必须经国家核安全部门认可。

⁸ 本规定中，研究堆也包括其相关的实验设施以及临界装置。



完成正确的运行工况、事故预防或缓解事故后果从而实现保护厂区人员、公众和环境免受过量辐射危害。

安全功能

为安全着想必须完成的特定目的。

安全限值

过程变量的各种限值，研究堆设施在这些范围内运行已证明是安全的。

安全裕度

安全限值与运行限值之间的差值，有时也用两限值之比表示。

安全相关物项或系统

不属于安全系统的安全重要物项或系统。

安全系统整定值

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

安全系统⁹

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事故工况的后果。

停堆裕度

当具有最大负反应性的控制装置移出堆芯和所有在运行期

⁹ 安全系统的功能由来自保护系统的信号或手动触发。安全系统的某些设施称为专设安全设施，特别是涉及应急排热和包容。



间可以改变位置或修改的实验处于最大反应性工况时，除维持反应堆无限期处于次临界状态所需的负反应性以外的负反应性。

停堆反应性

反应堆由控制装置引入最大负反应性而处于次临界状态时的反应性量。

停堆系统

由手动或由保护系统来以信号触发，并使反应性快速下降而执行停堆所需的系统。

单一故障

导致某一部件不能执行其预定安全功能的一种随机故障，由单一随机事件引起和各种继发故障，均视作单一故障的组成部分。

厂址、厂区

具有确定的边界，在反应堆运行管理机构有效控制下的反应堆所在区域。

附录 在质量保证大纲中需要特别注意的研究堆运行问题实例

本安全规定的第十六章已经列出了对质量保证的总要求。其他各章（关于维修、记录、应用、修改和废物）列出了具体质量保证要求。本附录强调在质量保证中需要特别加以考虑的研究堆



运行方面的问题。

反应性和临界管理

研究堆堆芯布置经常改变，而这些改变又涉及到诸如燃料组件、控制棒和实验装置等部件的操作，其中很多部件有相当大的反应性。必须注意保证在任何时刻都不超过燃料贮存和堆芯装载的相应的次临界度和反应性限值。

堆芯热工安全

上面提到的堆芯装载的经常改变影响到堆芯的核特性。必须注意保证在各种情况下正确确定这些特性，并在反应堆投入运行前对照有关核的和热工的限制对它们进行检查。

实验装置的安全

研究堆所用的实验装置，由于其技术的、核的或运行的特性，可能明显地影响反应堆安全。必须注意保证这些设施对安全的影响得到充分的评价，并备有适当的文件。

反应堆修改

研究堆及其实验装置经常要进行修改，以使其运行能力和实验能力适应不同的应用要求。需要特殊保证，以验证各种修改对安全的潜在影响已得到正确的评价、制订了文件并上报，而且在具有重大安全影响的修改后，未得到正式批准之前不得启动反应堆。

部件和材料的操作



特别是池式研究堆，经常在堆芯附近对部件、实验装置和材料进行操作。需要有特别的保证，以确保进行这些操作的人严格遵守所制订的规程和限制，防止对反应堆产生任何核的或机械的影响，将不可控的外来物件阻碍燃料冷却的可能性减至最小，并防止放射性释放和超剂量辐射照射。

外来人员监督

研究堆经常有来访的科学家、学员和其它人员参观。这些人要进入控制区，并可能主动地参与反应堆的运行和应用。必须注意确保所有旨在证实这些外来人员具有安全的工作条件并且其活动不会影响反应堆的安全的规程、限制和管理规则得到严格的遵守。