

压水堆核动力厂安全分析报告格式和内容 —第六章（试行）

国家核安全局
2024年9月

目 录

第六章 专设安全设施	8
6.1 专设安全设施材料	8
6.1.1 金属材料	9
6.1.1.1 材料选择和制造	9
6.1.1.2 堆芯冷却剂和安全壳喷淋液的成分及相容性	11
6.1.2 有机材料	14
6.2 安全壳系统	14
6.2.1 安全壳功能设计	14
6.2.1.1 安全壳结构	14
6.2.1.2 安全壳隔间	20
6.2.1.3 假想失水事故中质量和能量释放分析	21
6.2.1.4 假想安全壳内二回路管道破口时质量和能量释放的分析	24
6.2.1.5 用于应急堆芯冷却系统性能研究的安全壳最低压力分析	26
6.2.1.6 试验和检查	28
6.2.1.7 仪器仪表的要求	29
6.2.2 安全壳排热系统	29
6.2.2.1 设计基准	30
6.2.2.2 系统设计	30
6.2.2.3 设计评价	33
6.2.2.4 试验和检查	34
6.2.2.5 对仪表装置的要求	34
6.2.3 二次包容壳的功能设计（如果适用）	34
6.2.3.1 设计基准	35
6.2.3.2 系统设计	35
6.2.3.3 设计评价	36

6.2.3.4	试验和检查	37
6.2.3.5	对仪表装置的要求	37
6.2.4	安全壳隔离系统	37
6.2.4.1	设计基准	38
6.2.4.2	系统设计	38
6.2.4.3	设计评价	40
6.2.4.4	试验和检查	41
6.2.5	安全壳中可燃气体的控制	41
6.2.5.1	设计基准	41
6.2.5.2	系统设计	42
6.2.5.3	设计评价	44
6.2.5.4	试验和检查	45
6.2.5.5	对仪表装置的要求	46
6.2.6	安全壳泄漏试验	46
6.2.6.1	安全壳整体泄漏率试验	46
6.2.6.2	安全壳贯穿件泄漏率试验	47
6.2.6.3	安全壳隔离阀泄漏率试验	47
6.2.6.4	定期试验的时间计划和报告	48
6.2.6.5	特殊的试验要求	48
6.2.7	预防安全壳压力边界破裂的措施	49
6.3	应急堆芯冷却系统	50
6.3.1	设计基准	50
6.3.2	系统设计	51
6.3.2.1	系统和仪表图	51
6.3.2.2	设备和部件的说明	51
6.3.2.3	采用的法规和分级	52
6.3.2.4	材料技术规范与相容性	52
6.3.2.5	系统可靠性	53
6.3.2.6	保护措施	54
6.3.2.7	性能试验和检查	54

6.3.2.8 手动操作	55
6.3.3 设计评价	55
6.3.4 试验和检查	56
6.3.4.1 性能试验	56
6.3.4.2 可靠性试验和检查	57
6.3.5 对仪表装置的要求	57
6.4 控制室可居留系统	58
6.4.1 设计基准	58
6.4.2 系统设计	59
6.4.2.1 控制室区域	59
6.4.2.2 通风系统的设计	59
6.4.2.3 密封性	60
6.4.2.4 与其他区域和承压设备的相互影响	60
6.4.2.5 屏蔽设计	61
6.4.2.6 防火设计	62
6.4.3 系统运行程序	62
6.4.4 设计评价	62
6.4.4.1 放射性防护	62
6.4.4.2 毒性气体的防护	62
6.4.4.3 火灾防护	63
6.4.5 试验和检查	63
6.4.6 对仪表装置的要求	64
6.5 裂变产物去除和控制系统	64
6.5.1 专设安全设施的过滤器系统	64
6.5.1.1 设计基准	65
6.5.1.2 系统设计	65
6.5.1.3 设计评价	65
6.5.1.4 试验和检查	65
6.5.1.5 对仪表装置的要求	65
6.5.1.6 材料	66

6.5.2 安全壳喷淋系统（如果适用）	66
6.5.2.1 设计基准	66
6.5.2.2 系统设计（供去除裂变产物）	66
6.5.2.3 设计评价	67
6.5.2.4 试验和检验	68
6.5.2.5 对仪表装置的要求	68
6.5.2.6 材料	68
6.5.3 裂变产物控制系统	68
6.5.3.1 主安全壳	69
6.5.3.2 二次包容壳（如果适用）	69
6.6 安全 2 级和 3 级部件的在役检查	70
6.6.1 需检查的部件	70
6.6.2 可达性	70
6.6.3 检查技术和程序	70
6.6.4 检查间隔	70
6.6.5 检查的类别和要求	70
6.6.6 检查结果的评定	70
6.6.7 系统的压力试验	71
6.6.8 为防止假想管道破裂而增加的在役检查	71
6.7 应急硼注入系统（如果适用）	71
6.7.1 设计基准	71
6.7.2 系统设计	72
6.7.3 设计评价	73
6.7.4 试验和检查	73
6.7.5 对仪表装置的要求	73
6.8 其他专设安全设施（如果适用）	73
6.8.1 蒸汽大气排放系统	74
6.8.1.1 设计基准	74
6.8.1.2 系统设计	75
6.8.1.3 设计评价	75

6.8.1.4 试验和检查	75
6.8.1.5 对仪表装置的要求	76
6.8.2 应急给水系统	76
6.8.2.1 设计基准	76
6.8.2.2 系统设计	77
6.8.2.3 设计评价	78
6.8.2.4 试验和检查	79
6.8.2.5 仪表装置	79
6.8.X XXX 系统	79
6.8.X.1 设计基准	79
6.8.X.2 系统设计	79
6.8.X.3 设计评价	79
6.8.X.4 试验与检查	79
6.8.X.5 对仪表装置的要求	79
6.9 法规标准清单	79

第六章 专设安全设施

本报告中专设安全设施一般是针对压水堆核动力厂用于缓解设计基准事故以预防堆芯损坏并限制事故后果的构筑物、系统和部件。典型的专设安全设施包括安全壳、应急堆芯冷却系统、安全壳排热系统、安全壳内可燃气体控制系统及主控室可居留系统等。

压水堆核动力厂安全分析报告第六章应提供核动力厂配置的专设安全设施的详细资料和论证，说明专设安全设施的设计如何符合适用的监管法规和现行的核安全导则，以便对这些设施的性能做出适当的评价。

由于不同核动力厂的专设安全设施系统的设计可能存在差异，本章所含的系统作为控制设计基准事故工况的专设安全设施及所需信息资料的示例。

安全分析报告本章应确定设置专设安全设施的原则，并提供核动力厂各种专设安全设施的信息资料及其设计论证。专设安全设施系统的设计论证应明确其功能要求，有哪些相关法规导则规定，并论证设计如何满足这些功能要求。

如采用其他不同型式的专设安全设施，应以同样的方式在本章相应的节内对其进行描述。如系统本身还承担其他应对非设计基准事故的功能，可以在其他章节进行描述，但需要在本章中明确系统在设计基准事故下所承担的功能。

6.1 专设安全设施材料

本节应论述专设安全设施部件中所使用的各种材料，包括可能

会对这些专设安全设施系统运行（包括与应急堆芯冷却系统流体发生相互作用）有不利影响的材料。编写安全分析报告本节的目的是为了**确保材料与其接触的特定流体的相容性**。应提供足够的信息资料，以论证专设安全设施的材料设计满足核安全法规和监管政策的规定，以及与核安全导则、审评技术见解和监管认可的规范标准要求的符合性。

6.1.1 金属材料

6.1.1.1 材料选择和制造

本节应提供核动力厂专设安全设施系统（如应急堆芯冷却系统、安全壳排热系统等）所使用材料的选材与制造有关的信息。这些信息应包括能够提高材料耐腐蚀性、强度和硬度的材料加工及处理工艺。对于专设安全设施系统中使用的材料，应根据核安全法规、标准规范要求，选择那些与堆芯冷却剂和安全壳喷淋液（如果有）相容的材料。

本节应说明以下内容：

a) 列出专设安全设施系统的各个部件（如容器、管道、泵、阀门等）所用的铁素体材料、奥氏体不锈钢、有色金属材料等，以及用于制造螺栓和焊接的材料的技术规范。本节应明确材料的等级或类型和最终热处理状态。

b) 列出在失水事故中，可能会接触堆芯冷却剂和安全壳喷淋液的专设安全设施结构材料的一览表，说明这些结构材料与冷却剂和安全壳喷淋液的相容性。

c) 提供下列资料以证明在部件制造和反应堆建造的所有阶段能够保持专设安全设施安全级部件的完整性：

— 制造和组装奥氏体不锈钢部件时，为避免严重敏化所采取的措施，以证明免受敏化的程度符合技术要求。本节应论述所采取的措施，防止在专设安全设施系统中使用易热处理敏化材料，以及如何按照法规或规范中规定的方法在制造前测试加工的材料，以确保在焊接过程中不会发生有害的敏化。同时也应包括有足够的信息验证专设安全设施部分奥氏体不锈钢管道使用的材料符合有关材料耐应力腐蚀开裂的规范要求。

— 详细描述限制奥氏体不锈钢部件与可能引起应力腐蚀开裂的污物接触的相关过程控制，以证明在部件制造和反应堆建造的所有阶段表面清洁度符合法规和规范的要求。

— 冷加工奥氏体不锈钢不得用于压力边界。但在其他应用方面，如果没有已通过验证的可替代材料时，可选用该材料。使用的这些材料应具有相关的服役经验以及经过模拟接触环境的实验室测试。每一个制造过程中应控制、测量并记录冷加工量。运行期间，应进行更多的在役检查，以确保这些部件的结构完整性。应确保冷加工奥氏体不锈钢的最大0.2%变形时屈服强度不超过620MPa (90,000 psi)，以减少专设安全设施系统的部件发生应力腐蚀开裂的概率。

— 在非金属保温材料的选择、采购、试验、贮存和安装方面提供足够的信息，以阐明氯化物、氟化物、钠离子，以及硅酸盐的溶解浓度符合相关规范标准的要求。

— 运行经验表明，某些镍铬铁合金（如合金600和合金82/182）易发生一次侧应力腐蚀开裂。合金690在耐应力腐蚀方面较以前在反应堆应用的合金600有所改进。如果提出使用镍-铬-铁合金作为专设

安全设施材料，则应提供可接受的技术依据，通过鉴定方法（基于在类似应用方面取得良好效果）或提供其他信息，论证在预计的环境条件下（如暴露在反应堆冷却剂中）该材料能够使用。

— 提供足够的信息以证明铁素体的断裂韧性与导则和规范的符合程度。

— 说明在奥氏体不锈钢表面进行研磨作业时所做的控制，以尽可能减少表面的冷加工和污染物的引入，从而有利于防止材料的应力腐蚀开裂。

d) 提供足够的信息，以证明暴露在工艺流体中的专设安全设施材料的腐蚀裕量有充分的技术依据支持，且该腐蚀裕量满足相关部件和管道的设计寿命要求。

e) 提供足够的信息，以表明焊接低合金钢结构以及焊接碳钢材料的预热温度符合相应的技术要求。

f) 提供足够的信息，以确保对低氢焊接材料的水分控制符合相关标准和规范要求。

g) 提供足够的信息，以表明在有限空间焊接的焊工考核方法和对焊接进行监测及认可的方法满足技术要求。

h) 提供足够的信息，以表明满足安全分析报告第 5 章和第 10 章有关材料选择和制造的适用指导。

6.1.1.2 堆芯冷却剂和安全壳喷淋液的成分及相容性

本节应提供专设安全设施系统材料与有关的堆芯冷却剂和安全壳喷淋液及其他流体（如在制造和清洗过程中使用的流体）的成分相容性的有关信息。初步安全分析报告中应明确相关要求，最终安全分析报告中应提供明确的结论，具体如下：

a) 描述在失水事故时用于测定和控制专设安全设施流体 pH 值的方法，以防止奥氏体不锈钢部件的应力腐蚀开裂并避免因安全壳金属腐蚀而产生过量的氢气。对于所有排放水到安全壳厂房的假想设计基准事故，应估算该厂房的每个排水区内水溶液的 pH 值随时间的变化关系。明确和定量分析安全壳内全部可溶性的酸性和碱性物质。

b) 描述专设安全设施系统所使用材料与堆芯冷却剂、安全壳喷淋液以及专设安全设施运行期间可能使用的其他流体成分的相容性的评价过程。

c) 提供资料以证明制造专设安全设施部件的材料与专设安全设施系统流体的相容性。

d) 描述专设安全设施部件及系统符合相关清洁要求的验证过程。

e) 描述非金属保温材料是否能用于专设安全设施系统部件的判定过程。如果能使用，应说明具体保温材料所含杂质溶解浓度如何控制在可接受范围以内。

f) 提供系统运行期间应急堆芯冷却系统和安全壳喷淋系统水化学控制方法的信息。描述评估的方法和依据，以评估应急堆芯冷却系统和安全壳喷淋系统用水与安全壳内安全级部件的短期相容性（在混合过程中）和长期相容性。

g) 描述减少专设安全设施流体变质的贮存方法，这种变质可能是由于化学不稳定或对贮存容器的腐蚀而发生的，且会影响专设安全设施结构材料及安全壳内的其他材料与专设安全设施冷却剂的相容性。

h) 描述控制应急堆芯冷却系统和安全壳喷淋系统金属腐蚀产生的氢气释放的方法，从而使释放量符合安全壳内失水事故后的可燃气体浓度的控制要求，并描述应急堆芯冷却系统和安全壳喷淋系统溶液到安全壳内地坑水池（或内置换料水箱）的路径，包括注入与再循环路径，以确认任何区域内没有积聚过高或过低 pH 值的溶液，并验证在安全壳喷淋裂变产物去除的模型中任何关于 pH 值的假设。

i) 描述事故工况下安全壳内受到一回路冷却剂和安全壳喷淋液体（如果有）化学腐蚀而产生氢气和/或化学沉淀的金属材料（如铝、锌等）的使用情况，初步安全分析报告中应明确其使用的设计要求；最终安全分析报告中应统计其使用量，并在专设安全设施的相关性能论证中考虑可能生成的化学沉淀物影响。

j) 提供下列信息，来评估氢气释放的控制是否符合技术要求：

— 描述运行经验、模拟事故工况的试验或现有知识的保守推断，以支持基于专设安全设施运行而选择其部件材料的合理性（尽量减少不利的相互影响）。

— 证明用于制造专设安全设施部件的材料能够经受假想事故的环境条件，包括放射性水平，并且可能发生的辐射分解产物不影响材料性能或其他专设安全设施功能。

— 提供适当和足够的信息，来说明专设安全设施流体与有机材料（涂层）、安全壳内使用的涂层的相容性，应包括相应的鉴定资料。

— 提供足够的信息以证明对失水事故后氢气控制的适当性，包括对燃料包壳的金属-水反应、反应堆冷却剂辐照分解，以及应急堆芯冷却系统和安全壳喷淋系统引起的金属腐蚀等产生的氢气的控制。

6.1.2 有机材料

本节应说明安全壳内存在的大量有机材料的情况，这些有机材料包括木材、塑料、润滑油、油漆或涂料、绝缘材料和沥青等，塑料、油漆和其他涂料应根据适当的规范标准进行分类并列。对于若不加涂外敷层就预计达不到 40 年或 60 年服役要求的涂层，应考虑总的涂层厚度，即服役寿期内基材表面累积的涂料总厚度。

初步安全分析报告中应描述主要有机材料（如涂料）的设计要求，如执行安全功能或对安全有重要影响，应明确有关的性能要求或重要假设；最终安全分析报告中应确定有机材料的数量以及其对安全的影响。

6.2 安全壳系统

6.2.1 安全壳功能设计

安全壳作为运行状态和事故工况下包容放射性物质的最后一道屏障，要求在任何设计基准事故工况下保持安全壳的结构完整性，并应保证其泄漏率不超过规定的设计泄漏率。本节针对设计基准事故所开展的安全壳功能设计相关的分析评价都应采用足够保守的方法。

6.2.1.1 安全壳结构

a) 设计基准

本节应论述安全壳承受一回路破口事故和主蒸汽管道破口事故的设计基准。论述应包含如下资料：

1) 应论述确定安全壳设计压力要求（包括内部和外部两种设计压力要求）的假想事故工况合并同时发生的事件（如失去厂外电源和单一能动故障）。对于安全壳的设计压力，初步安全分析报告阶

段应考虑一定的裕量（新堆型设计时宜采用 10%的裕量）。对安全壳事故缓解的安全分析，应只依靠抗震设备。应说明事故下最大计算压力和温度。

2) 应引用安全分析报告 6.2.1.3 节和 6.2.1.4 节中的设计评价，论述可能释放进入安全壳内的质量和能量的数量和来源，以及质能释放随事故后时间的关系。

3) 应论述假想单一故障工况下，专设安全设施从安全壳内排出热量的能力和效果。

4) 应论述假想单一故障工况下，专设安全设施在事故后降低安全壳压力的能力。

5) 应论述确定安全壳降压速率的基准，并论证说明用于事故造成的厂外辐射后果分析的假设是适当的，有关假设应在第 15 章中进行说明。

6) 参考安全分析报告 6.2.1.5 节中的设计评价，论述压水堆应急堆芯冷却系统性能研究中所用的安全壳最低压力分析的依据。

b) 设计特点

在安全分析报告本节中，应论述安全壳内可能出现的流体动力荷载数据，描述安全壳和内部结构的设计特点，包括相应的总体布置图。应提供如下资料：

1) 应论述防止安全壳结构和专设安全设施由于在假想事故后可能出现的动力作用（如飞射物、管道甩动等）而丧失其功能的设计措施。可参考第 3 章的详细描述。

2) 初步安全分析报告阶段应论述为证明安全壳内的构筑物、系统和部件的功能能力拟进行的验证试验，必要时提交任何尚未完

成试验的方案描述以及完成试验计划的时间表和随后提交的补充申请材料（初步安全分析报告第 1 章也应明确任何尚未完成试验的方案）。最终安全分析报告阶段应提交相关验证试验的结果，必要时提交完整的试验报告及其他材料。

3) 论述因误触发安全壳排热系统或其他可能引起严重外部结构荷载的核动力厂运行方式而造成外部压力加载的条件下，防止安全壳结构完整性丧失的设计措施，并论述这些措施的功能能力。应说明安全壳外部设计压力和最低预计内部压力的设计值。

4) 如果设计采用常规的安全壳地坑，需明确安全壳内可能存在一些水会滞留导致不能返回到安全壳地坑的位置，并说明其包含的滞留水量。应论述水的滞留对再循环泵净正吸入压头的影响，以及允许将进入换料通道的水排到地坑的措施（对于不采用常规安全壳地坑的，该条可能不适用）。

c) 设计评价

本节应提供对安全壳设计性能所做出的评价。如下所述，需提供的资料与采用的安全壳类型有关。考虑到国内核动力厂的安全壳类型，这里仅对干式安全壳的资料信息提出要求。对新型的安全壳设计应提供类似性质的资料。

本节应提供假想的反应堆冷却剂系统管道破裂事故〔如热段、冷段（泵入口）及冷段（泵出口）的破口〕下的安全壳压力响应分析；详细论述每一种假想失水事故的破口大小和位置；应用图表表示每一种事故分析下安全壳内压力、温度与时间的关系，以及地坑水温度响应与时间的关系（如果需要的话），直到包括所有重要瞬态的时间为止。

本节应论述分析方法和明确用以确定压力和温度响应的安全壳计算机程序。

本节应论述并证明分析中所假定的安全壳初始条件（如压力、温度、净自由容积、湿度）、安全壳排热系统和应急堆芯冷却系统运行性能的保守性。对于安全壳初始条件，初步安全分析报告阶段可选取保守的估计值，最终安全分析报告阶段通过分析评价列出详细信息，可参考表 6-1。对于应急堆芯冷却系统等专设安全设施的信息，可参考表 6-2。

本节应提供应急堆芯冷却系统和安全壳排热系统的故障模式和影响分析的结果，以确定导致事故后最大压力和温度（释放到安全壳的能量为最大、安全壳排热为最小）的单一能动故障。

本节可参考表 6-3A 的格式给出每一个失水事故分析结果。

本节应提供假想的二回路系统管道破口（如蒸汽管道和给水管道的破口）情况下安全壳的温度和压力响应分析。应论述所分析的每种假想破口的尺寸和部位，论述分析的方法和明确所用的计算机程序（质量和能量释放分析的详细描述应在安全分析报告 6.2.1.4 节给出）。论述分析中关于反应堆运行工况、二回路系统隔离阀关闭时间、单一能动故障以及专设安全设施触发时间等方面的假设并证明其适当性。本节可参考表 6-3B 的形式应给出每种事故的分析结果。

本节可参照本文件的表 6-4（包括 6-4A 和 6-4B 等），以表格形式或者其他形式列出安全壳内结构热阱的相关信息。在初步安全分析报告阶段，可在保守估算值的基础上提供所需的资料；在最终安全分析报告阶段，应以更确切的资料，列出所需的完善信息的表格。

对于传热计算中热阱的模拟，本节应说明用于混凝土、钢和钢衬里混凝土结构热阱的计算网格间距并证明其适当性（如果需要的话）。应确保传热计算中使用的钢衬里混凝土热阱的钢-混凝土接触面热阻以及传热关系式的适当性。对于最严重的热段、冷段（泵吸入段）、冷段（泵出口段）和主蒸汽或主给水管线破口，冷凝传热系数随时间的变化关系可以用图表的形式给出（支持性材料可以附件的形式给出）。

为保持安全壳结构完整性，本节应论述防止由于安全壳排热系统或者其他系统误触发而可能引起安全壳压力低于安全壳结构设计负压所采取的措施（如果有关的论述放在安全分析报告第 7 章，则需提供相应参考的接口）。当设置安全壳真空释放系统时，则论述系统并说明满足相应法规、标准的要求；论述真空释放系统的性能，同时论述防止此类事故发生的管理规定和/或电气联锁装置。明确可能引起安全壳排热系统误动作的最严重的单一故障。论述用于确定安全壳压力响应的分析方法和假设，并提供分析结果。说明安全壳设计负压和真空卸压系统启动整定值。可参考表 6-5 列出有关安全壳外部压力分析的信息。

对于最严重的反应堆冷却剂系统的热段、冷段（泵入口）和冷段（泵出口）管道破口，本节应提供事故时序表，例如以下各事件发生的时间（破口后以秒计）：

- 安注箱开始向堆芯注水
- 应急堆芯冷却系统开始注入
- 喷放阶段的安全壳峰值压力
- 喷放阶段结束

- 安全壳喷淋系统开始投入（说明贮水箱中的水位）
- 喷放阶段结束后的安全壳峰值压力
- 堆芯再淹没阶段结束
- 应急堆芯冷却系统注水阶段结束和再循环阶段开始（说明贮水箱中的水位）
- 安全壳喷淋系统喷水阶段结束（说明贮水箱中的水位）
- 安全壳喷淋系统再循环阶段开始（说明贮水箱中的水位）
- 再淹没阶段之后蒸汽发生器能量释放结束
- 安全壳压力降至事故后安全壳设计压力的 50%的时间。

对最严重的反应堆冷却剂系统管道破口〔即在热段、冷段（泵入口）和冷段（泵出口）管道最严重的管道破口〕、最严重的二回路系统管道破口，应提供能量表用以表征在事故前、在峰值压力时、在喷放阶段结束时、在堆芯再淹没阶段之后（用于失水事故）的能量分布和再淹没后蒸汽发生器的能量释放（用于失水事故）；如果内容合适的话，也可引用 6.2.1.3 节和 6.2.1.4 节的相关信息。

本节应描述假想破口发生后，安全壳大气和地坑中质能分布计算的模型。

本节应论述安全壳系统的长期运行性能并评价安全壳降压和保持低压的能力。可以用图表描述失水事故长期阶段安全壳内压力、温度，以及地坑水温度、pH 值等参数随时间的变化关系。

本节应提供安全壳内用于监测和记录事故过程中安全壳压力、温度和地坑水温度的仪表概述，包括仪表的量程、精度和灵敏度，以及为验证仪表是否适用于事故后安全壳环境而进行的鉴定试验，可参考安全分析报告第 7 章的信息。

6.2.1.2 安全壳隔间

a) 设计基准

本节应论述安全壳隔间设计的依据，并包括下列内容：

1) 说明所完成的管道破口分析，并说明为安全壳各个隔间所选取的设计基准事故（管道破口尺寸、破前漏考虑和破口位置）的适当性。

2) 为限制管道破口的面积而采用管道约束件的范围。

3) 用于隔间壁及设备支承结构设计中的计算压差的裕度（初步安全分析报告阶段）。

b) 设计特点

本节应提供所分析的各个隔间的说明，可以辅以包括部件和设备位置信息、高能管道路线，以及排气位置和布局信息的平面图和立面图。本节应把隔间的有效容积、排气面积列成表格（参考表 6-6 和表 6-7），对于表格中的信息，在初步安全分析报告阶段提供保守估计值，在最终安全分析报告阶段应列出更详细的信息一览表。并且识别仅在假想破口事故发生后才被采信排气通道（如因隔板破坏或漏气、爆破板爆破或铰链门摆动），并说明处理方法。应提供证据证明这些排气通道的有效性。应提供排放随时间变化的动态分析，并用适当的试验数据加以证实。

c) 设计评价

本节应说明所采用的计算机程序和/或隔间压力响应分析中的分析模型。还应给出分析的结果。应包括下列资料：

1) 论述用于计算假想管道破口时质量和能量释放的计算机程序。提供系统模型节点划分方案并说明假定的系统初始运行状态。

论述隔间压力响应计算中喷放模型的保守性。

2) 给出核动力厂初始运行条件, 诸如反应堆功率水平、隔间压力、温度及湿度。

3) 在排气口流动计算中所用亚音速和音速流动模型的说明和合理性的证明。应论述对排气流假定的夹带程度, 并证明其合理性。

4) 描述隔间内假定破裂的管道系统, 隔间内破口的部位和尺寸。给出破裂管道的内径及假想破裂管道内节流装置的部位和尺寸。

5) 可参考本文件图 6-1、表 6-6 和表 6-7 的格式给出安全壳内隔间节点划分数据和隔间分析结果。应证明选定的节点划分方法能使压差最大化, 以作为结构和部件支承的设计压力的基准。

6) 以图表方式给出隔间内节点压力响应随时间的变化(如果需要), 以便评估对结构和部件支承的影响。

7) 可以表格形式列出各种假想管道破口的质量和能量释放数据, 时间以秒计, 质量释放速率以 kg/s 为单位, 释放流体的焓值以 MJ/kg 为单位, 能量释放率以 MJ/s 为单位, 参考表 6-8 和表 6-9。

8) 为所有排气流道提供流动状态(亚音速或音速)的规格, 直至达到峰值压力。

9) 详细说明确定排气流道损失系数所用的方法, 并提供各个隔间排放通道和损失系数的表格。

6.2.1.3 假想失水事故中质量和能量释放分析

本节应明确所用计算机程序和详细说明假想的失水事故后质能释放计算所采用的分析模型。应对反应堆冷却剂系统管道的各个破口部位〔如: 热段、冷段(泵入口)、冷段(泵出口)〕和各个部位上管道破口尺寸的不同情况加以分析, 以保证找出最严重的管道

破口位置和破口尺寸（即设计基准失水事故）。按照不同物理进程对各个事故阶段分别进行论述，具体如下：

a) 喷放阶段（即当一回路冷却剂迅速释放到安全壳内）

b) 再灌水阶段

c) 堆芯再淹没阶段（即当堆芯重新被水淹没时）

d) 长期冷却阶段（即当堆芯衰变热及一回路和二回路中剩余贮能释放到安全壳时）。

应包括下列信息：

a) 质量和能量释放数据

对每一个破口位置应给出发生事故后最初 24 小时内的最严重破口尺寸的质量和能量释放数据（如对一些事故选择较短时间，应证明其合理性）。本节可参考本文件表 6-8 所示的表格形式提供的数据，要求时间以秒计，质量释放速率以 kg/s 计，释放流体的焓值以 MJ/kg 计或能量释放率以 MW 计。应以表格形式提供随时间变化的安注流体体积（假设从破口处直接流出到安全壳地面）。

b) 能量源

应明确失水事故分析中考虑的反应堆冷却剂系统和二回路系统中产生和贮存能量的来源，并说明这些能量来源中计算可供释放的能量时所用的方法及所作的假设。应说明从每种能量源中计算能量释放的保守性。贮存能量源和贮能的总量应列成表格。对于每个产生能量的能量源，应提供表示能量释放速率和释放总量的曲线图。

c) 喷放模型描述

应说明用于计算在失水事故喷放阶段从反应堆冷却剂系统释放到安全壳的质量和能量的计算程序（或相应的参考文献）。说明中

应包括分析采用的重要方程式和关系式。应从预计安全壳压力最高的保守方向来论述质量和能量释放计算的保守性，并证明其合理性。喷放阶段从加热表面传输至一回路冷却剂的能量和一回路冷却剂释放到安全壳的能量计算应予以论述，并证明其合理性。此外，应提供所采用的传热关系式并证明其适用性。

d) 堆芯再淹没模型描述

应说明用于计算在失水事故堆芯再淹没阶段释放到安全壳内的质量和能量的计算过程（或相应的参考文献）。说明中应包括分析采用的重要方程式和关系式。应从预计安全壳压力最高的保守方向来论述质量和能量释放计算的保守性，并证明其合理性。可以专题报告的形式提交下述内容：论述用于计算从一回路金属表面和堆芯传输至应急冷却注入水的能量、堆芯入口和出口流量以及从蒸汽发生器传递能量的方法并证明其合理性；对于用来预测流出堆芯流体质量流量的夹带份额，通过与试验数据的对比来证明其合理性；通过与相应的试验数据进行比较来证实分析应急堆芯冷却系统注入水使蒸汽急剧冷凝时所作的所有假设；提供夹带份额、堆芯入口流速及堆芯入口温度与时间的关系。

e) 长期冷却模型描述

应说明用于计算在失水事故长期冷却（或再淹没后）阶段释放到安全壳的质量和能量的计算过程（或相应的参考文献）。说明中应包括分析采用的重要方程式和关系式。应从预计安全壳压力最高的保守方向来论述质量和能量释放计算的保守性，并证明其合理性。可以专题报告的形式提交下述内容：论述计算堆芯入口、出口流量和一回路金属表面和蒸汽发生器所有显热释放的方法，并证明其合

理性；论述所采用的传热关系式并证明其合理性；论述离开堆芯和进入蒸汽发生器的液体夹带的关系式，并通过与试验数据的对比证明其合理性；提供试验数据来证明关于应急堆芯冷却系统水对蒸汽进行急剧冷凝情况所作假设的合理性。

f) 单一故障分析

提供应急堆芯冷却系统的故障模式和影响分析以确定导致失水事故后向安全壳释放能量最大的单一能动故障。对于每一个假想破口位置均应作这种分析。

g) 金属-水反应

论述堆芯内金属-水反应产生的额外能量增加到安全壳内的可能性。提供考虑了金属-水反应能量的安全壳压力保守分析，并阐明金属-水反应在时间上的保守性。

h) 能量总量

对于最不利的热段破口、冷段泵入口和泵出口管道破口，应给出一回路和二回路系统向安全壳传输的能量，及一回路和二回路系统中贮存的总能量，可使用本文件表 6-10 所示的表格格式。

i) 验证性分析所需的其他参数

为了能进行验证性的分析，应列表提供下列内容：用于安全壳分析的一回路系统的标高、流通面积和摩擦系数，以及作为时间函数的安全注入流量。对于分析中重要的经验关系式（如用于预测传热和液体夹带的关系式）应提供有代表性的合理的数值。

6.2.1.4 假想安全壳内二回路管道破口时质量和能量释放的分析

本节应明确所采用的计算机程序，并详细说明计算二回路蒸汽管道或给水管道的破口后质能释放分析的模型。应分析管道破口谱和

反应堆运行的各种工况，以保证识别出最严重的二回路管道破口（结论如果明确的话允许定性说明）。应考虑适当的夹带并证明其假设数据的合理性。应包括以下内容：

a) 质量和能量释放数据

需以表格形式提供考虑破口大小、位置和反应堆运行功率水平的最严重的二回路管道破口的质能释放数据，时间以秒计，质量流量以 kg/s 计，相应的焓值以 MJ/kg 计。应对管道断裂双端的每一边的质能释放提供单独的表格（如果需要的话），可参考表 6-9 提供相关信息。

b) 单一故障分析

针对每一个破口位置，应进行故障模式和影响分析以确定释放到安全壳的质量和能量及安全壳压力响应为最大的最严重的单一能动故障。分析中应考虑蒸汽管道或给水管道的隔离阀故障、给水泵未能及时停运的故障和安全壳排热装置故障。

c) 初始条件

应论述为确定释放到安全壳中的流体质量所做的各项假设和分析。通常该分析应从安全壳压力响应偏保守的角度来完成（即释放的流体质量最大化）。

d) 喷放模型描述

应明确所采用的计算机程序并应详细论述（或参考有关报告）计算方法所包含的所有主要方程式。一回路系统向二回路系统传热、二回路金属释放的贮存能、破口流量及汽-水分离等计算对安全壳分析而言应是保守的，应论述这种保守性并证明其合理性。应对一、二回路之间的传热情况进行说明，引入新设计时应给出计算蒸汽发

生器管道和壳壁传热所采用的传热关系式并证明其正确性。

f) 能量总量

对于最严重的二回路管道破裂，应提供一回路和二回路系统向安全壳释放的能量总量。

g) 验证性分析所需其他参数

为了完成验证性的分析，应列表提供以下内容：二回路系统内的标高、流通面积和摩擦系数，以及给水流量随时间的变化关系等。对分析中重要的经验关系式（如用于预测传热和液体夹带的关系式）应提供合理的、有代表性的数值。

6.2.1.5 用于应急堆芯冷却系统性能研究的安全壳最低压力分析

本节应明确所采用的计算机程序或详细说明下列计算所用的分析模型：a) 计算假想失水事故后反应堆冷却剂系统释放的质量和能量；b) 计算安全壳压力响应以确定用于应急堆芯冷却系统有效性分析中的安全壳最低压力。可以用图表形式说明安全壳压力、温度以及地坑水的温度与时间的关系。应提供下列资料：

a) 质量和能量释放数据

针对最严重的管道破口，应说明破口尺寸，并提供用于安全壳最低压力分析的质量和能量释放数据。该内容以表格形式提供，时间以秒计，质量释放速率以 kg/s 计，释放流体的焓值以 MJ/kg 计。假定从破口处直接进入安全壳地板的安注流体的质量和能量随时间的变化关系也应以表格形式给出。论述使安全壳压力最低的质量和能量释放分析中的保守性。

b) 安全壳内部初始条件

说明分析中假定的安全壳初始条件（即温度、压力和湿度）。

应表明选用的初始条件对于最小化安全壳压力是保守的。

c) 安全壳容积

说明假定的安全壳净自由容积。应说明估计的安全壳的自由容积为最大值以保守地预测安全壳最低压力。论述确定内部结构和设备的体积时的不确定性，这些结构和设备的体积应从总的安全壳容积中扣除，从而得出净自由容积。

d) 能动热阱

应明确安全壳分析中假设起作用的安全壳排热系统和应急堆芯冷却系统的设备。论述使安全壳压力最低的假设的保守性。应通过使用贮存水与冷却水的最低温度和设备运转的最短延迟时间来使得排热设施的能力最大。提供风机冷却装置排热量与安全壳温度的关系图表。说明安全壳最低压力分析中假设的安全壳喷淋水流量和温度。说明确定能动排热系统启动时间所采用的假设及其合理性。

e) 汽-水混合

论述喷放和堆芯再淹没阶段安全壳内蒸汽与流出的应急堆芯冷却系统水混合和冷凝的可能性。应提供与相应试验数据的对比资料（如果需要）。

f) 非能动热阱

应论述计算热阱和确定热阱参数（如质量、表面积、厚度、容积比热及导热率）时的保守性。

g) 向非能动热阱传热

应论述安全壳气体和非能动热阱之间的冷凝传热系数并证明其合理性。应提供与相应试验数据的对比（如果需要）。绘出非能动热阱的冷凝换热系数与时间的关系曲线。

h) 其他参数

明确对安全壳最低压力分析有重要影响的任何其他参数，并论述这些参数是如何影响分析结果的。如果核动力厂功率运行期间使用安全壳净化系统，则应论述该净化系统运行期间发生失水事故对安全壳最低压力分析的影响。安全壳净化期间失水事故放射性后果应在安全分析报告第 15 章论述（或者应提供相应的参考文献）。

6.2.1.6 试验和检查

本节应提供为满足有关法规、规范中对安全壳预运行试验和定期在役检查有关的要求所进行的安全壳试验和检查的信息，以保证安全壳及其相关构筑物、系统及部件的工作性能。本节应重点描述那些用于确认安全壳是否达到性能指标，以及确认安全壳性能能力在核动力厂寿期内一直保持在预定限值之上的试验和检查。例如隔间内管道破口事故后为形成排放通道需要打开的真空释放系统和机械装置的可运行性试验。初步安全分析报告阶段应说明有关试验和检查的依据和原则；最终安全分析报告阶段应提供详细的有关试验和检查的资料，本节应提供的信息包括以下方面：

- a) 计划的试验和检查，包括每项试验和检查的必要性和目的的论述。
- b) 每项试验和检查的频度，并证明其合理性。
- c) 试验和检查方法的说明。
- d) 验收的要求和依据。
- e) 不符合验收要求时采取的措施。

本节应重点描述可能成为运行执照文件的技术规格书中规定的监督试验，并论述这些监督要求的依据。

6.2.1.7 仪器仪表的要求

本节应论述用于监测安全壳状态和启动具有安全功能的系统和部件的仪器仪表。如果这些仪器仪表的设计细节和逻辑在安全分析报告第7章论述，则应指出有关节号。

6.2.2 安全壳排热系统

根据核安全法规 HAF102-2016 的 6.3.5.3 条规定，安全壳排热系统应在失水事故或安全壳内主蒸汽管道断裂事故后（与其他有关系统协同作用）迅速降低安全壳的压力和温度，并保持在可接受的低水平上。此外，应进行适当的定期检查和试验，以保证系统的完整性和可运行性。根据核动力厂反应堆安全设计不同，为安全壳排热设置的系统可包括喷淋系统或非能动系统。本节应描述这些系统的设计和工作性能。

一些新设计的反应堆型号，设计中考虑了较大的安全壳自由容积，在设计基准事故工况下并不需要设置专门的安全壳排热系统降低安全壳的压力和温度，设置的安全壳排热系统为设计扩展工况下的缓解措施。对于这种情况，可以在安全分析报告的第9章中提供有关的内容。

同样，HAF102-2016 的 6.3.5.6 条要求必要时必须控制可能释放到安全壳中的裂变产物，以便减少事故工况下可能释放到环境中的裂变产物数量。安全壳裂变产物释放控制系统与其他相关系统共同起作用以降低假想事故后释放到环境中的裂变产物的浓度和数量。如果安全壳排热系统也具有满足这些要求的能力，则安全壳排热系统去除安全壳大气中裂变产物的功能应在安全分析报告 6.5.2 节中论述。

6.2.2.1 设计基准

本节应论述安全壳排热系统的设计基准（即系统的功能、机械和电气设计要求）。设计基准应包括下列方面：

a) 假想失水事故及蒸汽管道断裂事故后的能量源、能量释放速率与时间的关系和释放的总能量（具体描述可见 6.2.1.3 节），以确定安全壳排热系统容量。

b) 为缓和事故后安全壳的恶劣条件所需要的排热系统的运行范围（即安全壳排热系统的最低可用性要求）。

c) 所要求的安全壳降压时间（具体描述可见 6.2.1.1 节）。

d) 事故环境中保持可运行性的能力。

e) 假定单一故障时保持可运行性的能力。

f) 承受安全停堆地震而不损害系统功能的能力。

g) 承受动力效应的能力。

h) 系统和/或系统部件可定期检查和试验的能力。

6.2.2.2 系统设计

本节应论述安全壳排热系统的设计特点，并提供相应的管道和仪表图。可以列表的形式对安全壳排热系统及其部件的设计和性能数据进行说明。

论述系统设计满足有关多重性和独立性的要求，以保证发生单一故障时不失去其功能。

论述便于对系统及其部件进行定期检查和可运行性检验的设计措施。

明确在安全壳排热系统和部件的设计中所采用的导则、规范及标准。

说明启动安全壳排热系统的保护系统信号和整定值及其依据；也可引用安全分析报告中将此信息列成表格的章节。

本节应说明假想事故后假定安全壳排热系统满负荷运行的时间。论述接收到系统启动信号后，使系统投入运行所固有的滞后时间。论述要求对安全壳排热系统及其部件从主控室进行手动遥控及操作人员介入系统运行的程度。

论述系统部件，如喷雾喷嘴、风扇冷却器热交换器、再循环热交换器、泵、风扇电机、水分配围堰、空气流道、阀门、阀门驱动机构、仪表装置等，已经（或将要）完成的鉴定试验。论述试验结果，阐明环境试验条件（温度、压力、湿度、放射性、水的 pH 值、碎片夹带）能代表设备事故后预计所处的环境条件。用图表表示环境试验条件与时间的关系或引用安全分析报告中能够查到此资料的有关章节。

对于风机冷却系统，应提供下列补充资料：

a) 明确在失水事故后或主蒸汽管道破裂事故后必须保持完整性的管件和设备外壳。

b) 论述保证管件和设备外壳完整性的设计措施（如减压装置、保守的结构设计）。

c) 提供表示气流管道路线的安全壳平面图和立面图。

对于非能动安全壳排热系统，本节应提交非能动安全壳冷却水箱的容量、抗震和飞射物防护、保温措施等，隔离阀的防单一故障设置、防冻设计等，分水斗及围堰的设计，空气流道、辅助水箱、化学添加箱、再循环泵和再循环加热器的设计等。

本节应论述再循环 / 长期循环取水口结构（地坑或内置换料水

箱)的设计特点。提供该结构的平面图和立面图;标明失水事故后与这些结构相对应的安全壳内水位,并说明再循环/或长期循环取水口的结构设计与国家核安全局相关监管政策和技术见解的要求的一致性。本节应说明设计中如何考虑如下负面影响:

- a) 碎片的产生
- b) 由于严重堵塞而引起的压头损失
- c) 使用不合格的涂层而产生的碎片影响(这些涂层有可能已经从表面脱落)
- d) 穿过滤网的碎片进入滤网下游设备的影响并可能引起堵塞、磨蚀等。

本节应说明每级滤网的网眼尺寸和可能吸入到再循环管道的最大颗粒的尺寸。在事故后再循环/长期循环取水口结构的水可能进入的系统中,应明确对可穿过取水口结构滤网的碎片的最大颗粒尺寸有限制要求的系统部件,并应规定能在部件中循环而不妨碍系统运行性能的颗粒大小限值。说明滤网与取水口结构的连接,并说明为防止碎片旁通滤网所采取的措施。

应根据滤网的有效流通面积和进水速度,论述在一定的取水口结构下滤网被碎片(如保温材料产生的、涂料、颗粒等)堵塞的可能性。应确定和论述在失水事故后可能产生的碎片的种类。应考虑下列可能的碎片来源:

- a) 管道和设备的保温材料
- b) 沙粒类堵塞物
- c) 事故时为提供排放通道而由事故压力冲击移动的所有结构
- d) 安全壳中的松散保温材料

- e) 由非安全相关的设备产生的碎片
- f) 油漆、涂料（经过鉴定的或未经过鉴定的）
- g) 安全壳内驻留的灰尘、纸屑，设备铭牌等
- h) 发生化学反应生成的沉淀物。

本节应说明为将碎片堵塞滤网的可能性减到最小而采取的预防措施。

本节应论述安全壳内使用的保温材料的类型，并说明每种保温材料所在的部位和数量。列出保温材料的结构材料一览表，并论述在失水事故时和事故后保温材料的性能。论述要进行的试验或引用已批准的模拟失水事故工况下确定保温材料性能的试验报告。论述保温材料与管道和部件的连接方式。

6.2.2.3 设计评价

本节应说明和提交喷淋管嘴试验的结果（如果需要），以确认与喷嘴压降成函数关系的各种类型喷嘴喷出的水滴大小分布谱和水滴平均尺寸。说明确定平均喷淋水滴大小所采用的分析方法。

本节应提供表示预期喷淋模式的安全壳平面图和立面图。指出安全壳喷淋的覆盖体积和喷淋范围。提供喷淋排热有效性的分析资料，并评估论证分析中所用的整个和部分喷淋系统运行参数值的合理性（即随时间变化的喷淋系统的流量和平均的喷淋水滴尺寸）。本节应提供适于再循环/长期循环泵的净正吸入压头的分析。应提供分析时所用的安全壳压力、泵流体的汽化压力、吸入压头和摩擦压头等数值表。本节应论述在确定可用的净正吸入压头时对安全壳事故压力的依赖程度，并论证在确定此净正吸入压头时的不确定性。本节将再循环/长期循环泵的净正吸入压头的计算值与泵所要求的

净正吸入压头加以比较，并通过假想的失水事故时使地坑水温升到最高和使安全壳压力降到最低来阐明分析的保守性。

本节应提供安全壳排热系统的故障模式和影响分析。

本节应提供图表描述假想设计基准失水事故后随时间变化的安全壳空气和再循环/长期循环水的累积能量（可参见 6.2.1.3 节）。提供图表描述安全壳内部结构热阱吸收的累积能量及由风机冷却器和/或再循环/长期循环热交换器排出的累积热能。

本节应提供失水事故期间可能产生的碎片量估计和假想管道破裂事故期间地坑滤网取水口处可能堆积的碎片量的估计。

6.2.2.4 试验和检查

本节应说明安全壳排热系统和部件安装后的初始性能试验程序和以后的定期试验计划。初步安全分析报告阶段应论述试验参考的标准规范，以及试验的范围和限制，并说明系统和部件的定期检查计划；最终安全分析报告阶段应提供修订后的试验程序概述和完成试验的结果。

6.2.2.5 对仪表装置的要求

本节应描述启动和监测安全壳排热系统及部件运行的仪表装置。明确要监测的核动力厂工况和系统的运行参数，并证明为系统启动或报警信号所选定的整定值是合理的。说明仪表的读出装置和报警器在安全壳外的位置，本节应参考安全分析报告第 7 章中给出的仪表装置设计细节和逻辑的描述。

6.2.3 二次包容壳的功能设计（如果适用）

二次包容壳系统包括二次包容壳结构和为设计基准事故后可能被污染空间（主安全壳除外）进行通风和净化所设置的安全相关的

系统。安全分析报告本节应论述二次包容壳的功能设计。通风系统（即用于二次包容壳空气减压和净化的系统）应在安全分析报告 6.5.3 节“裂变产物控制系统”和第 15 章“事故分析”中论述。

6.2.3.1 设计基准

安全分析报告的这部分应论述二次包容壳的设计基准（即功能设计要求），包括下述几种考虑：

a) 确定需要控制由主安全壳结构向二次包容壳结构的泄漏状况。

b) 二次包容壳系统为降低和/或保持整个二次包容壳结构负压和在厂址特有的所有风载条件下阻止最大可能渗漏的工作性能。

c) 二次包容壳结构的抗震设计、气密性，以及内部和外部设计压力。

d) 二次包容壳结构定期检查和功能试验的能力。

6.2.3.2 系统设计

本节应说明二次包容壳结构的设计特点，并提供标示结构边界的核动力厂平面图和立面图。

本节应提供二次包容壳结构的设计与性能数据表。

本节应论述二次包容壳结构的性能指标，并明确二次包容壳结构设计中采用的导则、规范及标准。

本节应说明用以保证二次包容壳起作用的阀门隔离特性。说明断开和/或启动二次包容壳隔离系统的核动力厂保护系统的信号，或引用安全分析报告中涉及该信息的章节。

本节应论述防止主安全壳的泄漏旁通二次包容壳过滤系统和直接逸出到周围环境的设计措施，包括潜在的旁通泄漏途径表，通常

应包含下列信息：按系统或管道列出主安全壳贯穿件、管道尺寸、旁通泄漏屏障，以及是否为潜在的旁通途径等。

本节应考虑实际设备设计的限制和试验的灵敏度，提供潜在的旁通泄漏途径的评价。不在二次包容壳内终止的途径上的泄漏屏障，应看作二次包容壳泄漏收集系统和过滤系统周围潜在的旁通泄漏途径，这些泄漏屏障包括：

- a) 贯穿主安全壳和二次包容壳屏障的管线上的隔离阀。
- b) 穿过主安全壳和二次包容壳屏障的贯穿件上的密封和垫圈。
- c) 穿过主安全壳和二次包容壳屏障的贯穿件（例如保护套管）上的焊接接头。

本节应确定可能旁通二次包容壳结构的主安全壳泄漏率的最大允许份额，并说明其合理性。核动力厂技术规格书中关于旁通泄漏途径的确定和试验以及旁通泄漏份额的规定应在安全分析报告第 16 章中进行描述。

6.2.3.3 设计评价

本节应提供设计基准失水事故后为降低和/或保持整个二次包容壳结构均匀负压的通风和/或净化系统性能的分析。这些分析应包括可能会损害二次包容壳系统性能指标的单一能动故障的影响。

应提供在核动力厂厂址不利风荷载条件下二次包容壳系统预期工作能力的评价。

对于二次包容壳系统的分析，本节应提供二次包容壳每个容积内的下述数据信息：

- a) 压力和温度与时间的关系。
- b) 主安全壳壁温与时间的关系。

- c) 净化空气流量和再循环流速与风机压差的关系。
- d) 论述用于计算主安全壳空间向二次包容壳空间传热的方法，包括传热系数和材料性质的说明。
- e) 二次包容壳结构和大气假设初始条件及其合理性。
- f) 考虑二次包容壳内设备热负荷的方法。
- g) 由于主安全壳结构热膨胀和压力膨胀引起的二次包容壳容积的减少，说明用于计算容积减少的方法，并证明其合理性。

本节应确定二次包容壳结构内的所有高能管道，并对任何未设置防护套管的管线提供管道破裂分析。

6.2.3.4 试验和检查

在初步安全分析报告阶段，本节应说明二次包容壳结构、二次包容壳隔离系统以及系统部件的初始试验所参考的规范标准和定期试验计划，应论述试验的范围和其局限性，并论述系统和系统部件的检查计划。

在最终安全分析报告阶段，本节应提供修订过的试验程序和检查程序概述，并提供完成的试验结果。

6.2.3.5 对仪表装置的要求

安全分析报告本节应说明监测和启动二次包容壳有关的通风和净化系统所用的仪表装置。仪表装置的设计细节和逻辑应在安全分析报告第7章中论述。

6.2.4 安全壳隔离系统

HAF102-2016的6.3.3节提出了贯穿安全壳的管道系统的设计和隔离要求。安全分析报告的本节应说明安全壳隔离系统的设计和功能力。

6.2.4.1 设计基准

本节应论述安全壳隔离系统的设计基准，包括：

- a) 需进行安全壳自动隔离的工况
- b) 确定贯穿安全壳的流体系统隔离措施所采用的准则
- c) 确定贯穿安全壳的流体仪表管线隔离措施所采用的准则
- d) 安全壳隔离屏障的设计要求。

6.2.4.2 系统设计

本节应提供有关贯穿安全壳的流体系统管线和流体仪表管线隔离措施的设计信息数据表，该表应包括下列内容：

- a) 安全壳贯穿件编号；
- b) 遵循的设计原则或核安全导则，或其他可接受的依据；
- c) 系统的名称；
- d) 所容纳的流体；
- e) 管道尺寸（单位：mm）；
- f) 是否为专设安全设施系统；
- g) 贯穿管线泄漏分类（双层安全壳）；
- h) 引用安全分析报告中表示安全壳隔离屏障的布置图；
- i) 隔离阀编号；
- j) 阀门的位置（安全壳内或安全壳外）；
- k) C类泄漏试验（用或不用）；
- l) 由安全壳至最外侧隔离阀的管道长度（或不会超过的最大长度）；
- m) 阀门类型和驱动器；
- n) 阀门驱动的主要方式；
- o) 阀门驱动的次要方式；

- p) 正常运行期间阀门状态；。
- q) 停堆期间阀门状态；
- r) 事故后阀门状态；
- s) 丧失动力时阀门状态；
- t) 安全壳隔离信号；
- u) 阀门关闭时间；
- v) 动力源。

本节应说明触发安全壳隔离阀关闭的核动力厂保护系统信号或引用安全分析报告中给出该信息的章节。

本节应论证任何与标准规范和核安全导则要求存在差异的安全壳隔离措施的合理性。

本节应论述安全壳隔离阀关闭时间的确定依据，特别是能提供从安全壳到周围环境（例如安全壳净化系统）的开放路径的系统管线上的隔离阀的关闭时间。

本节应说明流体仪表管线的安全壳隔离措施如何满足 HAF102-2016 的 6.3.3.3 条及相关核安全导则的要求，并证明本节采用的任何替代措施能够满足上述要求。

本节应论述安全壳隔离屏障的设计要求，包括以下内容：

a) 安全壳隔离措施的质量标准和抗震设计类别应遵循核安全法规导则中相关的建议，并证明本节采用的任何替代方法符合这一指导。

b) 确保防止由于飞射物、喷射、管道甩动和地震等效应导致隔离功能丧失，并说明为保证喷出流体夹带的碎片不会影响到隔离阀关闭所采取的措施。

c) 在核动力厂正常运行条件和假想事故工况下，保证安全壳环

境中的阀门和阀门驱动器的可操作性。

- d) 安全壳内和安全壳外的封闭系统作为隔离屏障的说明。
- e) 阀门作为隔离屏障的说明。
- f) 关闭隔离阀所需的时间及水锤效应的影响。
- g) 防止共模故障的机械和电气多重性。
- h) 阀门驱动的主要方式和次要方式。

本节应论述监测远程手动控制的系统（如专设安全设施系统）泄漏的措施，以便决定何时隔离受影响的系统或系列。

本节应论述隔离阀操作试验和安全壳隔离屏障的泄漏率试验的设计措施。在系统图上应标示出安全壳隔离屏障泄漏率试验的设计措施。应论述在隔离屏障之间提供密封流体或真空的安全壳隔离相关系统（如隔离阀密封系统）的设计和性能能力，以及用作密封系统的充液系统的设计和性能能力。

初步安全分析报告本节应说明对安全壳内可能受到事故环境影响的机械和电气部件已进行（或将进行）的环境鉴定试验；最终安全分析报告中应论述其试验结果，阐明环境试验条件（温度、压力、湿度和辐照）是在事故后安全壳内预计会出现的具有代表性的条件。应采用图表形式描述随时间变化的环境试验条件，或引用安全分析报告中提供该信息的章节。

本节应确定在系统和系统部件设计中使用的规范、标准和核安全导则。

6.2.4.3 设计评价

本节应提供对安全壳隔离系统功能能力的评价，以及系统的故障模式和影响分析。

本节应提供对隔离阀密封系统和作为密封系统的充液系统功能能力的评价。

6.2.4.4 试验和检查

在初步安全分析报告阶段，本节应说明安全壳隔离系统和相关隔离阀密封系统（如设置）的初始功能试验所参考的规范标准和定期试验计划，应论述试验的范围和限制，并说明隔离系统和系统部件的检查计划。

在最终安全分析报告阶段，本节应概括描述修订后的试验程序和检查程序，并提供完成的试验结果。

6.2.5 安全壳中可燃气体的控制

根据 HAF102-2016 的 6.3.5.6 条的规定：必要时，必须控制在假想设计基准事故后可能释放到安全壳中的氢气和氧气的浓度，以保持安全壳的完整性。

为控制可燃气体而设置的系统，包括混和安全壳内气体、监测安全壳各区域内可燃气体浓度和降低安全壳内可燃气体浓度的系统。安全分析报告本节应考虑这些系统的设计和性能。

如果经过保守的分析论证，认为设计基准事故下不需要设置可燃气体控制系统，也能满足核安全法规的要求，则可简化本节某些部分的描述。而用于设计扩展工况（这里主要指 DEC-B，严重事故）下可燃气体的控制设施，其控制安全壳内氢气浓度的能力应通过适当提升或扩展，有关分析评价的详细内容应在安全分析报告第 9 章中描述。

6.2.5.1 设计基准

本节应论述可燃气体控制系统的设计基准（即可能需要对可燃

气体进行控制的核动力厂状态)和这些系统的功能和设计要求。设计基准应包括:

- a) 安全壳内易燃气体的产生和聚集。
- b) 在事故状况要求时能均匀混合安全壳空气的能力和防止可燃气体局部浓度过高的能力。
- c) 监测安全壳内可燃气体浓度的能力和需要启动系统降低可燃气体浓度时向主控制室操作人员报警的能力。
- d) 防止安全壳内的可燃气体浓度超过规定的浓度限值的能力。
- e) 假设发生单一故障,仍能维持其功能的能力。
- f) 抵御动力效应影响的能力。
- g) 抵御安全停堆地震而不丧失功能的能力。
- h) 事故环境条件下,仍保持运行的能力。
- i) 定期检查和试验系统和/或系统部件的能力。
- j) 在多堆厂址上不同机组共用可燃气体控制设备(如果有)。
- k) 若失水事故后使用移动式氢气复合器,则应描述运送可移动式氢复合装置的能力(如果有)。
- l) 运行中的氢复合装置不应造成附近的工作人员过量的辐射照射和其他危害,否则需采取防护措施。

6.2.5.2 系统设计

本节应说明组成可燃气体控制的系统或部件的设计特点,并提供其管线和仪表装置图。

本节应提供每个系统及其部件的设计与性能数据表。

本节应论述系统多重性和独立性的设计。论述便于对系统和部件进行定期检查和可运行性试验的设计措施。说明系统和部件设计

时采用的规范、标准和核安全导则。

本节应说明驱动可燃气体控制系统的系统和部件的核动力厂保护系统信号，或引用安全分析报告中提供该信息的章节。

本节应论述事故后需要从主控制室或安全壳外人员可达的地方对系统和部件进行手动操作的范围。

本节应说明对可能处于事故环境条件中的系统（或部分）和部件已进行的或要进行的环境鉴定试验。本节应提供完成环境鉴定试验的时间表（如适用），并随后提交补充申请信息。最终安全分析报告阶段本节应说明试验结果及其对系统设计的适用性。阐明环境试验条件（温度、压力、湿度及辐射）是预计失水事故后安全壳内会出现的具有代表性的条件。图示随时间变化的环境试验条件或引用能在安全分析报告中提供该信息的章节。

对于混合安全壳气体所依赖的风机系统（如果有），应提供下列补充资料：

a) 确定失水事故后必须保持完整性的通风管道。

b) 论述保证通风管道和设备壳体完整性的设计措施（例如减压装置、保守的结构设计）。

c) 表明气流导向管道系统布置路线的安全壳平面图和立面图。

本节应说明形成和促进安全壳和隔间内气体混合的安全壳内部结构的设计特点。确定死角隔间或失水事故后不能有效通风的隔间，并提供保证可燃气体不会在其中积累的分析、假设和数学模型。

关于失水事故后连续监测安全壳内可燃气体浓度的系统，本节应提供下列信息：

a) 可燃气体分析仪器的的工作原理和精度。

b) 为验证分析仪器工作性能所进行各项试验的说明（或引用提供该信息的报告）。

c) 安全壳内多重取样点的位置。

d) 独立于可燃气体控制系统运行的监测安全壳内可燃气体浓度的能力的论述。

e) 安全壳可燃气体浓度监测系统的故障模式和影响分析。

关于降低安全壳内可燃气体浓度的复合器系统，应提供下列补充资料：

a) 系统的工作原理。

b) 为验证系统工作性能的试验方法和试验程序执行结果的论述（或引用提供该信息的报告）。

c) 开展鉴定试验的复合器系统与拟采用的复合器系统之间的差别的论述。

d) 论述在多堆厂址上各机组共用设备的范围以及共用设备的适当性（如果有）。

6.2.5.3 设计评价

本节应提供假想的失水事故后安全壳内产生和积累可燃气体的分析，包括下列信息：

a) 用图表示假定的随时间变化的铝腐蚀率。

b) 用图表示假定的随时间变化的锌腐蚀率。

c) 安全壳内铝的质量及表面积。

d) 安全壳内锌的质量及表面积。

e) 锆合金燃料包壳或其他类似能够产生可燃气体的包壳材料的质量。

f) 反应堆冷却剂系统中所含氢气和氧气的量。

g) 总的裂变产物衰变功率作为运行功率的一部分，绘制其与停堆后时间的关系，并与衰变功率进行比较（特定反应堆堆芯热功率额定值和假定的反应堆堆芯运行历史）。

h) 根据上述第 g) 项中假定的反应堆堆芯热功率额定值和反应堆堆芯运行历史，图示随时间变化的 β 、 γ 和 β 加 γ 能量释放率和累积能量释放。

i) 用图表示每种源在安全壳内产生的可燃气体累积量与时间的关系以及所有源在安全壳内产生的可燃气体的浓度与时间的关系。

j) 用图表示在假定可燃气体控制系统满负荷运行下，安全壳内可燃气体的浓度与时间的关系。

k) 可燃气体控制系统启动的依据（时间或可燃气体浓度值），系统的设计流量和分析时用的流量。

l) 喷淋系统和/或风机系统为混合安全壳气体和防止可燃气体在安全壳隔间内积聚的性的分析（应提供安全壳平面图和立面图，在图中标示出喷淋系统和/或风机系统在假定的单一故障下运行时，预计引起的气流流线）。

m) 提供分析或试验结果，以证明气流导向管道和设备壳体承受失水事故后的外部压差和内部压力波动而不丧失功能的能力。

本节应提供可燃气体控制系统的故障模式和影响分析。

6.2.5.4 试验和检查

在初步安全分析报告阶段，本节应说明可燃气体控制系统和系统部件初始性能试验所参考的规范标准和定期试验计划。论述试验的范围和限制，说明系统和系统部件的检查计划。对于多堆厂址上

不同机组共用的那些设备，应说明为保证设备可在规定时间内由合格人员安全运输所实施的程序。

在最终安全分析报告阶段，本节应提供修订过的试验程序和检查程序概述，以及所完成试验的结果。

6.2.5.5 对仪表装置的要求

本节应论述启动可燃气体控制系统（例如自动控制或手动远程控制）和相关监测仪表装置。确定要监测的核动力厂工况和系统运行参数并证明系统启动或报警信号整定值的选择是正确的。说明仪表读出装置和报警器布置在安全壳外面的位置。本节应参考安全分析报告第7章中给出的仪表装置设计细节和逻辑的描述。

6.2.6 安全壳泄漏试验

HAF102-2016的6.3.2.2条要求反应堆安全壳、安全壳贯穿件和安全壳隔离屏障的设计应考虑能够定期进行泄漏率试验。此外，相关的导则或规范标准对反应堆安全壳、安全壳贯穿件和安全壳隔离屏障泄漏的试验提出了明确的详细要求。

安全壳泄漏率试验是一项运行试验计划。因此，安全分析报告本节应充分论述拟定的试验程序符合核安全法规的要求，并应明确不符合核安全法规要求的所有例外情况并证明其合理性。

6.2.6.1 安全壳整体泄漏率试验

本节应规定在安全壳设计压力下最大允许的整体泄漏率。说明安全壳结构完整性试验和安全壳泄漏率试验的试验程序。说明核动力厂开展安全壳整体泄漏率试验所采用的规范、标准等。

本节应论述试验前的各项要求，包括检查安全壳和发现安全壳结构损伤时，采取修复措施和复验的要求，以及提出试验报告的要

求。此外，本节还应论述隔离阀的开启准则、隔离阀的开启方式和在安全壳试验之前对流体系统的排水或排气要求。

本节应给出试验期间要向安全壳空间排气或与安全壳空间连通的流体系统列表，应确定不连通的系统（主要是连结但不连通的情况）并说明理由。

本节应说明在安全壳泄漏率试验之前，为保证安全壳所处状态（温度、压力、湿度）的稳定性所采取的措施。

本节应说明安全壳泄漏率试验期间所采用的试验方法和程序，包括局部泄漏试验方法、试验设备和装置、试验周期和泄漏试验精确度的验证。说明拟采用的试验压力。

本节应确定安全壳泄漏率试验和相关验证试验的验收准则。

论述如不能满足验收准则时进行补充试验的措施。

6.2.6.2 安全壳贯穿件泄漏率试验

本节应提供所有安全壳贯穿件的列表或引用安全分析报告提供该信息的章节。确定免于进行泄漏率试验的安全壳贯穿件，并说明理由。

本节应说明拟采用的测定安全壳贯穿件泄漏率的试验方法，并说明拟采用的试验压力，以及开展安全壳贯穿件泄漏率试验所参考的规范、标准等。

本节应提供安全壳贯穿件泄漏率试验的验收准则，确定安全壳贯穿件的泄漏率限值。

6.2.6.3 安全壳隔离阀泄漏率试验

本节应提供所有安全壳隔离阀的一览表或引用安全分析报告提供该信息的章节。明确不进行泄漏率试验的安全壳隔离阀并说明理由。

本节应说明用于测定隔离阀泄漏率的试验方法，确定要采用的试验压力，以及开展安全壳隔离阀泄漏率试验所参考的规范、标准等。

本节提供安全壳隔离阀泄漏率试验的验收准则，确定隔离阀的泄漏率限值。

6.2.6.4 定期试验的时间计划和报告

本节应提供下列各项运行前的和定期的泄漏率试验的时间计划：

- a) 安全壳整体泄漏率试验
- b) 安全壳贯穿件试验
- c) 安全壳隔离阀试验。

本节应说明拟编制的试验报告，包括对不符合验收准则的试验结果提出报告的说明。初步安全分析报告阶段说明试验的主要方法和初步方案，以及有关计划；最终安全分析报告阶段概括说明试验的实施情况和试验结果。

6.2.6.5 特殊的试验要求

本节应规定下列各项的最大允许泄漏率：

- a) 向负压安全壳的泄漏
- b) 向双层安全壳的二次包容壳的泄漏。

本节应确定上述泄漏率的试验程序。应说明为确定在失水事故后主安全壳旁通二次包容壳和保持负压的其他区域的泄漏所进行的泄漏率试验。应确定最大允许旁通泄漏。

本节应说明确定隔离阀密封系统有效性和起密封系统作用的充液系统有效性（在假想事故后）的试验程序。

6.2.7 预防安全壳压力边界破裂的措施

应在本节提供预防安全壳压力边界破裂的措施的描述。

反应堆安全壳压力边界是假想事故工况下防止放射性裂变产物释放的最后一道屏障，具有包容放射性物质的安全功能。反应堆安全壳压力边界由反应堆安全壳系统的铁素体钢部件组成，这些铁素体钢部件承受载荷，在运行、维修、试验和假想事故工况下为执行包容功能提供压力边界。在一些反应堆设计中，安全壳压力边界作为应急堆芯冷却系统的一部分，假想事故工况下保持应急堆芯冷却系统所需的水装量，具有协助实现堆芯再循环（或长期循环）冷却的安全功能。

根据反应堆设计采用的预应力混凝土安全壳或钢制安全壳，本节应提交相关部件的铁素体材料，如安全壳钢衬里或独立的安全壳容器、设备闸门、人员闸门、主安全壳干井的封头、圆环、安全壳的贯穿套管、工艺管道、端部封头帽和风道封头以及连到贯穿工艺管道、外延并包括系统隔离阀在内的贯穿管系统。具体描述的范围应包括安全壳钢衬里或安全壳容器，所有装在安全壳容器上的贯穿装置或附件，所有装在安全壳容器上或装在贯穿装置上的管道、泵和阀门，并包括贯穿装置外延至隔离系统和为安全壳功能提供压力边界所需要的阀门的压力边界材料。

按照安全壳压力边界所承担的安全功能，安全壳压力边界属于安全2级设备部件，其材料应满足安全2级部件的断裂韧性要求，因此本节应论述并证明按照适用的规范标准来评价安全壳压力边界中铁素体材料的断裂韧性，确保其不会发生脆性断裂。安全壳压力边界向反应堆安全壳和其相关的系统提供重要的密封屏障来防止放射

性物质不可控地泄漏到环境中，因此本节应证明采取的措施能够确保在假想事故工况下，安全壳的安全重要设计条件不会被突破。

本节应论述反应堆安全壳压力边界的设计具有足够的裕量以保证在运行、维修、试验和假想事故工况下（1）其铁素体材料的性能处于非脆性状态和（2）迅速扩展断裂的概率最小的要求。作为防止放射性物质释放到环境中的最后屏障，安全壳不能遭受脆性失效或迅速扩展断裂，应确保安全壳的完整性。要求安全壳应在最恶劣的预计事故工况下保持其完整性，防止放射性物质释放到环境中。

6.3 应急堆芯冷却系统

6.3.1 设计基准

本节应提供应急堆芯冷却系统的说明。应说明应急堆芯冷却系统的所有主要的子系统，例如能动的高压/中压安注系统和低压安注系统，以及非能动的安注箱等；非能动应急堆芯冷却系统设计中的非能动余热排出系统、堆芯补水箱、安注箱、自动卸压系统和安全壳内置换料水箱。应提供适用的使用同样的应急堆芯冷却系统设计参考核动力厂或设计，这些核动力厂处于运行状态或已获得运行许可证。应说明应急堆芯冷却系统的作用，并列表说明需要启动应急堆芯冷却系统的所有事故或瞬态。

本节应论述应急堆芯冷却系统的设计如何满足核安全法律、法规的相关规定和要求。这些要求包括 HAF102-2016 的 4.4 “纵深防御的应用”、5.1.5 “内部和外部危险”、5.1.8 “设计基准事故”、5.4.5 “单一故障准则”、6.2.6 “反应堆堆芯的应急冷却”等。

本节应确定每个应急堆芯冷却系统的子系统功能要求的设计基准，例如应急堆芯衰变热排出、反应堆冷却剂系统应急补给和硼化、

安全注入、安全停堆、长期冷却和安全壳 pH 值控制。本节应描述选取运行压力、应急堆芯冷却系统流量、应急堆芯冷却系统存贮能力、硼浓度和应急堆芯冷却系统管道及阀门流体流动阻力等参数的依据。

本节应详述与可靠性要求有关的设计基准。应从管道布置、阀门类型和位置选择，各种系统部件的冗余、电源的冗余、驱动信号的源冗余和仪器仪表的冗余等方面描述对单一故障的防护。应说明应急堆芯冷却系统的驱动和操作如何免遭阀门电机水淹和防止虚假的单一故障的措施。

本节应详述已确认的保护应急堆芯冷却系统防止实体损害的要求，包括应急堆芯冷却系统支撑结构设计、管道甩动防护、飞射物防护等的设计基准，以及防止如失水事故或地震等这些事故负荷。

本节应详述与高温蒸汽环境和安全壳地坑水位相关的环境设计基准，在应急堆芯冷却系统运行期间可能在安全壳中存在这样的情况。

6.3.2 系统设计

6.3.2.1 系统和仪表图

本节应提供系统和仪表图，以显示所有部件、管道、贮存设施、系统和子系统相互连接在一起以及在总的反应堆系统中的位置。针对应急堆芯冷却系统的各种运行方式，给出与子系统和部件的驱动有关的仪表和控制图，并给出部件联锁的完整描述。

6.3.2.2 设备和部件的说明

本节应对系统的重要部件进行说明，并给出部件的重要设计参数。应说明系统各部分的设计压力和温度，并说明其选取的依据。

应说明可利用的冷却水量（例如安注水箱、水池、换料水箱、冷凝水箱、环管中的水量），并给出泵的流量特性曲线和用电要求。

论证应急堆芯冷却系统在再循环/长期循环工况下，循环水流不会因碎片在安全壳再循环/长期循环地坑回流通道的发生阻塞或改道，并提供在再循环工况下所需的水量。本节应参照堆芯标高标明非能动系统中水箱及水池的标高。说明热交换器特性参数，包括冷却流体和被冷却流体的设计流量，出、入口温度，总的传热系数以及传热面积。

本节应说明系统中卸压阀的容量和整定值或排放措施。说明应急堆芯冷却系统动作延迟时间的设计要求。说明对应急堆芯冷却系统中电动隔离阀控制电路采取的有措施，包括考虑事故前或事故期间的误操作。该说明应包括这些阀门的控制和联锁的论述和关于阀门自动关闭（如反应堆冷却剂系统压力超过余热排出系统的设计压力）、自动开启（如预先选定的反应堆冷却剂系统压力或应急堆芯冷却系统的信号）、阀门位置指示、阀门联锁和报警的考虑。

6.3.2.3 采用的法规和分级

本节应说明遵守的法规、导则，以及确定及参考的工业界或行业规范和标准。

本节应根据 HAF102-2016 的 5.3 “安全分级”的规定，参考 HAD102/03 《核动力厂构筑物、系统和部件的安全分级》和相关规范标准的有关要求，对应急堆芯冷却系统部件进行安全分级。

6.3.2.4 材料技术规范与相容性

本节应确定用于应急堆芯冷却系统的材料技术规范 and 论述在所有预计工况下各种材料的相容性和化学效应，可参考或引用安全分

析报告 6.1 节和第 5 章有关节的描述。本节应重点描述有关应急堆芯冷却系统材料满足一些额外要求的情况，包括：

- a) 与硼水接触的设备，其采用的防腐材料和工艺
- b) 在再循环期间与再循环溶液接触的设备采取的防腐措施
- c) 设备（包括阀门）相关部件防止失效、减少磨损，或抗腐蚀、抗划伤等情况的材料选择和工艺措施。

同时，应详细说明各种材料的辐射分解和热分解产物不会影响本系统或任何其他专设安全设施的安全运行。

6.3.2.5 系统可靠性

本节应论述设计中的可靠性考虑（例如部件、输送管线和动力源的冗余和隔离），以保证需要时系统能启动并在规定的延迟时间内系统能输送所需要的冷却剂流量。应提供应急堆芯冷却系统的故障模式和影响分析。确定各种可能的单一故障引起的后果，包括引起手动控制电动阀门处于可能对应急堆芯冷却系统产生不利影响的位置的任何单一故障或运行人员误操作的影响。应考虑长期冷却期间流体系统非能动故障的可能性以及能动部件单一故障的可能性。

对于压水堆核动力厂，本节应考虑在长期堆芯冷却阶段潜在的硼结晶问题。应明确核动力厂设计中特定设备的布置，并给出位于安全壳内的阀门电动驱动器在失水事故后不会淹没在水位之下的评价，这些设备应包括应急堆芯冷却系统或其他系统中为防止长期冷却期间反应堆压力容器硼酸结晶或安全壳隔离可能需要的所有设备。

本节应说明安全壳再循环地坑或内置换料水箱的设计是如何满足 HAF102-2016，以及国家核安全局发布的“关于开展运行核动力厂

安全壳地坑滤网改造的通知”等相关要求的。

本节应说明设计如何考虑应急堆芯冷却系统管道中不可凝结气体在局部高点积累对系统运行的不利影响，包括“水锤现象”和应急堆芯冷却系统泵的可运行性等。

对一个非能动安全系统设计，需要依靠自然的驱动力来实现设计基准的安全功能，并且由能动系统来对反应堆冷却剂补给和衰变热排出提供纵深防御能力，本节应说明如何考虑非能动系统的可靠性及不利的系统间相互作用对安全功能的影响。本节应说明如何满足核安全监管部门有关对能动非安全系统监管的相关要求。非能动先进轻水堆的设计在保证核动力厂的安全方面除了应用单一故障准则时的初始失效外，无需假设非能动部件失效。在长期阶段，除始发事件外，审查者还认为流体系统的非能动部件失效是潜在的事故触发者，例如非能动系统中的止回阀（除非其相应的功能能够被证明和记录）是要考虑单一故障准则的部件。

本节应论证在非能动应急堆芯冷却系统设计中像能动部件一样切换阀位以执行安全功能的低压差止回阀不考虑其单一故障的依据。

6.3.2.6 保护措施

本节应说明系统（包括连接到反应堆冷却剂系统或其他系统的连接管线）免遭位移（系统内的部件和连接系统之间）、飞射物、热应力或其他原因（如失水事故、地震）可能引起的破坏的措施。

6.3.2.7 性能试验和检查

本节应说明为便于进行部件性能试验及检查所采取的措施（如泵的旁通管路、取样管路等）。

6.3.2.8 手动操作

本节应说明为使应急堆芯冷却系统正常运行需要由操纵员进行的所有手动操作。说明有助于主控制室内的操纵员评估事故后状况的所有仪表装置。应说明操纵员可以获得的信息，操纵员未采取适当措施也不会产生不安全后果的时间延迟，以及完全不采取措施所引起的后果。

6.3.3 设计评价

本节通过假设事故谱的安全分析，评价应急堆芯冷却系统的性能。这些分析应包括在安全分析报告第 15 章“事故分析”中。本节应列出第 15 章中论述的导致应急堆芯冷却系统投入运行的事故，并概述开展各类事故分析的结论。本节应提供任何运行限制的依据，例如可能适合包含在执照文件技术规格书中的最低功能容量或试验要求。应说明用于判断应急堆芯冷却系统性能适当性的所有现行标准，包括核安全法规的相关规定等。应急堆芯冷却系统性能评价应考虑单一故障、潜在的硼结晶、阀门电动驱动器水淹和安全壳压力假设等。

本节应提供简化的系统功能流程图，显示阀门状态、系统中的流速以及典型事故状态下（即小破口和大破口的失水事故、蒸汽管道破裂事故）的应急堆芯冷却提供冷却水的能力。还应给出各种事故下典型流量随时间变化的曲线，并讨论应急堆芯冷却系统短期和长期冷却运行的时间序列，应包括阀门开启时间、泵启动时间和分析中支持选择延迟时间（例如从事故发生到应急堆芯冷却注入堆芯之间的时间）的其他相关参数。如果操纵员的行动是可信的，则应指出操纵员采取的行动。

本节应论述其他系统运行时需要的应急堆芯冷却系统部件或部分的范围，以及应急堆芯冷却系统运行时所需要的其他系统部件或部分的范围。在分析这些支持系统将如何运行时，应包括系统的优先级（即哪个系统优先投入）和一个系统的各个部件或部分作为另一个系统的一部分运行的条件〔例如当反应堆中的水位低于限值时，再循环泵（即余热或衰变热排出泵）或给水泵向应急堆芯冷却系统供水，而不向安全壳喷淋系统供水等〕。应描述为确保最低能力而要求的任何运行或维修限制（例如应急堆芯冷却系统和安全壳喷淋系统共用的贮存设施应有规定，以确保可用于堆芯冷却的容量不少于某一规定的量）。

本节应说明为保持持续备用状态而需要维持的主要系统参数的范围（例如冷却剂中的最低毒物浓度、贮存容积中的最低冷却剂贮备量、不能运行部件的最大数量和部件不可用的最大允许时间等参数）。

利用安全分析报告 6.3.2.5 节中提出的故障模式和影响分析来确定单一部件故障引起应急堆芯冷却系统性能可能的下降。安全分析报告第 15 章提供的事故分析在选择要分析的最严重单一故障时考虑了应急堆芯冷却系统性能可能下降的各种情况。应论述各种事故分析的结论，以表明应急堆芯冷却系统足以执行其预定的功能。

6.3.4 试验和检查

6.3.4.1 性能试验

本节应提供或引用在应急堆芯冷却系统上实施的运行前试验大纲的说明。该大纲应规定在环境条件和模拟热态运行条件下对应急堆芯冷却系统每列进行试验。试验应证明，使用所有泵组合通过每

条注入管道输入的流速都在设计技术规格书范围内。

应说明在最大启动负荷条件下的试验如何开展以验证电力供应是否充足。试验大纲中的长期循环试验，应验证系统具有重新复位阀门状态和注入泵从安全壳地坑或内置换料水箱抽取冷却剂进行循环的能力。对于不满足核安全法规、导则要求的例外情况，本节应论证其合理性。

6.3.4.2 可靠性试验和检查

应急堆芯冷却系统是平时不运行的备用系统。因此，必须通过试验和检查测定系统的备用状态，以保证出现事故时系统能够投入运行。应制定定期试验和检查大纲，并说明其合理性。应包括下列资料：

- a) 所计划的试验项目的说明
- b) 需要定期试验和选定的试验频率的考虑
- c) 拟采用的试验方法
- d) 对观测的性能可接受性的要求及其依据
- e) 在役检查大纲，包括拟检查的项目，可达性要求以及检查形式和频次的说明。

如果有关计划试验的信息在执照文件的其他任何地方都可用，则本节应提供交叉引用，而不必重复该试验信息。

本节应特别强调那些对安全非常重要的监督类试验，它们可能成为运行执照文件技术规格书的一部分。本节应在执照文件中提供此类监督要求的依据。

6.3.5 对仪表装置的要求

本节应论述系统各种驱动方式（例如自动、手动）和状态的仪

表规定。论述中应包括要求系统启动的条件以及选择该条件的依据。应参考安全分析报告第 7 章中对仪表设计细节和逻辑的描述。

6.4 控制室可居留系统

控制室是核设施执照基准定义的核动力厂区域，在该区域可采取措施保证核动力厂在正常运行条件下的安全运行，以及在事故工况下保持反应堆处于安全状态。它容纳了核动力厂安全停堆所需的仪控装置、以及关键文档和参考资料，计算机房（如果被用作应急响应计划的组成部分），值班办公室，操纵员的厨房和卫生间以及其他在事故工况下人员频繁进入或持续居留的关键区域。

控制室可居留系统应包括屏蔽、空气净化系统、室内环境调节、食物和水的贮存以及厨房和卫生设施。本节应提供上述系统的详细说明及其性能评价。评价应包括确认系统可以在所有假想条件下运行，以允许控制室的操纵员能够驻留在控制室内，并按 HAF102-2016 的要求采取适当措施的支持性材料。本节应提供足够的资料以便能对系统充分性做出独立评估。本节应提供安全分析报告其他章节中与控制室可居留系统充分性有关的信息和评价（见安全分析报告的 6.5.1、9.4.1 节和第 15 章相关内容）。

6.4.1 设计基准

在安全分析报告本节，应在总体上提出控制室可居留系统功能设计及其特性的基准，例如应提供确定下列各项所采用的准则：

- a) 控制室区域
- b) 可居留的时间
- c) 容量（人数）
- d) 食物、水、医药补给及卫生设施

- e) 辐射防护
- f) 有毒或有害气体的防护（如需，例如氯气、氨气等）
- g) 事故时呼吸器官、眼睛及皮肤的防护（如需）
- h) 事故时可居留系统的运行
- i) 要设置足够的防火措施。

食物、水、医药补给和卫生设施应放置在控制室区域内部可进出的区域。

6.4.2 系统设计

6.4.2.1 控制室区域

本节应明确控制室操作人员在事故期间可能需要进入或接触的区域、设备及材料。本节应列出操纵员需要连续或经常驻留的区域。这些控制室区域内部区域的选择应根据假想事故期间的需要来确定。在安全分析报告本节中应提供这些信息。

6.4.2.2 通风系统的设计

本节应提供控制室通风系统的设计特点及对裂变产物清除和防护能力的论述。虽然论证的重点应放在系统的应急通风部分，但对于正常通风系统及其部件也应论述，因为它们在设计基准事故时也可能对控制室的可居留性产生影响。具体来说，本节应提供以下与控制室通风评价有关的信息：

a) 控制室通风系统的简图，包括设备、风管、风门和仪表，并标识出正常和事故状态的气流流向；所有风门和阀门应以适当的标记表示（例如，常开或常关、手动或电动、失效关或失效开），如果这部分信息出现在执照文件的其他地方，则应引用对应的安全分析报告章节。

b) 包括隔离风门在内的主要部件清单, 包括部件内的空气流速、容量和主要设计参数, 以及隔离风门的泄漏特性和关闭时间。

c) 部件、仪表及风管的抗震分类, 还应确定防飞射物撞击的部件。

d) 控制室布置图, 标识出门、走廊、楼梯间、屏蔽墙以及控制室内设备的布置和类型。

e) 立面图和平面图, 标识出建筑物的尺寸和位置、潜在的放射性和有毒气体释放的位置和控制室进风口位置。

f) 通风系统控制设备和仪表的说明和布置, 包括监测控制室辐射剂量和毒性气体的仪表(如需要)。

g) 活性炭吸附器描述, 包括设计规格, 流量参数, 活性炭类型、重量和分布; 高效空气粒子过滤器(HEPA)的类型和规格; 其他附加部件的说明; 应明确遵循的导则规范, 并列出的过滤器效率。

6.4.2.3 密封性

本节应总结为确定未过滤的内漏或加压气流要求而进行的外泄漏和内渗透分析和试验。本节应列出所有可能的泄漏路径(例如电缆、管道和风管贯穿件, 门, 风门, 结构连接件和建筑材料)及其相应的泄漏特性。

本节应描述用于限制泄漏出或进入控制室的预防措施和方法。定期的泄漏率试验是必需的, 试验程序的摘要应在安全分析报告的

6.4.5 节提供。

6.4.2.4 与其他区域和承压设备的相互影响

本节应对以下相互影响给出充分详细的论述。

a) 控制室通风区域与邻近区域之间潜在的不利相互作用, 会提

高有毒或放射性气体进入控制室的可能；应识别所有为其他通风区域（例如电缆布置室、蓄电池间）服务而实际上安装在控制室可居留区域内的所有其他加热、通风和空调设备（如风管、空气处理机组）；应提供与这些设备相关的所有泄漏路径（如横向导孔、风管上的检修门），还应提供这些泄漏路径两侧的压差大小和方向。

b) 控制室与所有在发生故障时可能导致有害物质进入控制室的承压容器、设备或管道（例如 CO₂ 消防罐、蒸汽管线）的隔离。

6.4.2.5 屏蔽设计

本节除了考虑控制室内部的气载污染物外，还应考虑设计基准事故辐射源。主要示例包括释放到反应堆安全壳大气中的裂变产物、控制室周围的气载放射性污染物及控制室附近可能受污染的设备（如控制室活性炭过滤器和蒸汽管线）引起的辐射源。本节应对通过屏蔽和隔离的辐射衰减进行说明。应在安全分析报告第 15 章相关节提供控制室操纵员在设计基准事故下辐照剂量的相应评价。具体来说，本节应描述在发生设计基准事故时控制室的辐射屏蔽，并应包括下列信息：

a) 事故辐射的来源、强度、几何形状、辐射类型、能量和剂量转换因子的描述（辐射源应包括主安全壳和二次包容壳、通风系统、外部云及邻近建筑物大气空间）。

b) 每个源的辐射衰减参数（即屏蔽厚度、隔离距离及衰减考虑）。

c) 描述可能影响控制室操纵员的潜在辐射源和将辐射降低到允许水平所采取的措施。

d) 控制室和相关结构的等轴测图，标明与上述第（a）项中确定的每个辐射源的距离和屏蔽厚度。

本节应参考在安全分析报告中其他章节列出的与本节内容有关的信息。

6.4.2.6 防火设计

防火的一般说明及控制室发生火灾时使用的防排烟系统见第 9 章。

防火设备也包括就地灭火装置（如手提式灭火器）。

使用设在控制室区域内的灭火装置，其产生的有毒气体应不会达到危险程度。

控制室发生火灾时，机组可在应急停堆盘（在辅助控制室）上控制。

6.4.3 系统运行程序

本节应论述在正常情况和应急情况下的操作方法。应论述为保证系统有效运行所要求的自动动作和手动程序。如果应急运行方式可能超过一个，应指出如何选择适于给定条件的最佳运行方式。

6.4.4 设计评价

6.4.4.1 放射性防护

本节应给出事故工况下核动力厂操纵员放射性照射评价的相关假设、参数、计算方法和评价结果。通常在安全分析报告第 15 章相关节列出设计基准事故下评价核动力厂操纵员放射性照射的详细信息，本节应提供概括信息的描述，或说明所引用第 15 章中具体的节。

6.4.4.2 毒性气体的防护

本节应根据相关核安全法规、导则和规范标准的要求，对规定的各种毒性物质进行危害性分析。

对于可能影响控制室可居留性的毒性物质，本节应说明其容器

类型和与所服务系统的连接方法。应列出贮存位置与控制室进风口之间的距离以及贮存量。应提供关于这些毒性物质释放的假想事故严重程度分析，并应论述减轻事故后果的措施。本节应包括下列各点的说明：

a) 毒性气体探测器（如有）的主要特性，如灵敏度、响应时间、工作原理、试验和维修程序，环境鉴定以及相对于外部进气口的物理位置。

b) 隔离风门的瞬态特性（开启与关闭时间）和泄漏率。

c) 个人呼吸装置的数量和类型，为使用呼吸器的运行人员培训的类型、使用或戴上呼吸器的估计时间、呼吸器能够使用的期限以及试验和维护程序。

d) 专门用于有毒或有害气体场合的特殊通风系统的运行模式（例如瓶装空气增压、手动选择控制室空气净化周期）。

对分析所作的说明应清楚地列出所有的假定，并应遵循HAD101/04《核电厂厂址选择的外部人为事件》中关于计算方法的指导。如当已认定氯的含量可能危及操纵员，应按照相关监管要求处理。

6.4.4.3 火灾防护

本节应说明控制室的防火屏障应能防止火灾在可居留区内蔓延。穿越控制室防火分区的通风管道上安装有耐火极限足够的防火阀。

6.4.5 试验和检查

本节应提供有关适用于（1）运行前试验和（2）在役监督的试验和检查大纲的资料，以确保持续的完整性。

应将重点放在对判断性能指标是否已达到和在整个核动力厂寿命期内的运行性能是否保持在预定限值以上是必不可少的那些试验和检查上。安全分析报告本节应包括以下资料：

- a) 计划的试验及其目的
- b) 选定试验频度的考虑
- c) 拟采用的试验方法，包括敏感性分析
- d) 对观测到的性能的可接受性所规定的要求及其依据
- e) 当不符合可接受性要求时所采取的行动。

在初步安全分析报告阶段，本节应说明试验参考的标准规范，拟采用的试验方法和初步试验方案，以及初步的试验计划。

在最终安全分析报告阶段，本节应提供修订后的有效试验程序的概述，已完成的试验应提交相关的试验结论。

6.4.6 对仪表装置的要求

本节应描述用于监测和启动主控室可居留系统的仪表装置。本节应参考安全分析报告第 7 章中给出的仪表装置设计细节和逻辑的描述。

6.5 裂变产物去除和控制系统

6.5.1 专设安全设施的过滤器系统

本节应论证设计基准事故后，需要执行安全功能的所有专设安全设施的过滤系统，可能包括主安全壳的过滤系统、控制室过滤器、安全壳环廊的过滤器、燃料装卸厂房的过滤器以及装有专设安全设施部件的各区域的过滤器（安全分析报告第 15 章中应指出这些过滤器中的哪些用于减轻事故后果）。

本节应为每个系统提供以下各类信息，如果这些系统的详细信

息在安全分析报告的其他章节给出（比如 9.4 节），本节可以仅列出包含哪些系统，并提供反映这些系统信息的章节索引。

6.5.1.1 设计基准

本节应提供每个过滤器的设计基准，包括下列内容：

- a) 确定需要安装过滤器的条件
- b) 确定过滤器、风机和相关管道尺寸所采用的依据
- c) 确定过滤器去除裂变产物能力的依据。

6.5.1.2 系统设计

本节应将每个过滤器的设计特性和裂变产物去除能力与核安全法规和导则中的相关要求进行比较。针对每个专设安全设施的空气净化系统，可以表格的形式提供拟建系统的特点与可接受方法和/或特性的对比。对于存在例外的设计项目，应对拟采取的设计的可接受性进行详细的论证。

6.5.1.3 设计评价

本节应提供过滤器系统的评价，以确定在相应的事故条件下能获得所要求的过滤效率。

6.5.1.4 试验和检查

本节应提供关于运行前试验和检查大纲的信息，以保证系统处于所要求的能够缓解事故放射性后果的连续备用状态。

初步安全分析报告阶段说明试验参考的规范标准，以及定期试验计划；最终安全分析报告阶段提供修改后的试验程序概述和试验结果。

6.5.1.5 对仪表装置的要求

本节应提供监测和启动过滤器系统的仪表装置的信息。本节应

参考安全分析报告第 7 章中给出的仪表装置设计细节和逻辑的描述。

6.5.1.6 材料

本节应列出过滤器系统所用材料的商用名称、数量（必要时进行估计）以及化学成分；还应指明每种材料的辐射分解产物或高温分解产物不会影响系统或任何其他专设安全设施的安全运行。

6.5.2 安全壳喷淋系统（如果适用）

如果依靠安全壳喷淋系统执行在设计基准事故后去除和控制裂变产物的安全功能，则本节应提供安全壳喷淋系统去除裂变产物功能的详细说明。

6.5.2.1 设计基准

本节应提供安全壳喷淋系统裂变产物去除功能的设计基准，包括以下内容：

a) 确定安全壳内大气中裂变产物去除设计要求的假想事故工况。

b) 列出设计中需要考虑去除的裂变产物（包括碘的状态）的清单，以及在安全分析报告报告第 15 章中讨论的事故放射性后果分析中对清理功能的置信程度。

c) 喷淋系统能力以及系统执行空气净化功能所需的任何部件能力的确定依据。

6.5.2.2 系统设计（供去除裂变产物）

本节应提供喷淋系统执行裂变产物去除功能的系统和部件的说明，包括添加剂的注入（当采用时）和输送到安全壳的方法。包括下列内容：

a) 用来保证喷淋添加剂充分输送和混合的方法和设备（如适用）。

b) 喷淋系统运行各个阶段的供水源。

c) 喷头设计，提供每个喷头的喷嘴数目、喷嘴间距和喷嘴方向（包括喷头的平面图，显示喷嘴位置和方向）。

d) 喷嘴设计，包括喷嘴产生的液滴尺寸谱信息，以及观测到的关于空间液滴尺寸分布的液滴尺寸频率的直方图；如果在计算喷淋效率时采用平均直径，则应当说明用于转换为瞬时液滴尺寸平均值的所有假设。

e) 系统的运行模式，包括系统的启动时间、第一次通过喷嘴输送添加剂的时间、喷射周期的长度、再循环的启动时间（如果适用）和再循环的运行时长（应提供每个运行周期的喷淋流量和喷淋添加剂的流量，假设最小的喷淋运行与最大和最小的安全注入流速同时发生，反之亦然）。

f) 喷淋覆盖的安全壳区域，列出未被喷淋覆盖的安全壳容积，评估这些未喷淋容积事故后的强迫通风或对流通风（应给出管道系统、风门等设备的运行可信程度）。

6.5.2.3 设计评价

本节应提供安全壳喷淋系统对裂变产物去除能力的评估。本节应评估系统完全有效的情况以及包括任何能动部件的单一故障的情况系统最低限度的安全运行情况。如果对一组事故后条件进行喷淋效果的计算，本节应关注温度、喷淋水和地坑水的 pH 值（以及由此引起的碘分配变化）、液滴大小、通过喷嘴的压降等参数的影响，以确定评估是否是在对这些参数进行保守设置的情况下进行的。

6.5.2.4 试验和检验

本节应说明验证系统碘去除有效性所需的所有重要功能的规定。特别在本节中应包括下列内容：

a) 说明为验证安装后的系统输送喷淋溶液的能力拟进行的各项试验，这些喷淋溶液应具有去除碘所需的添加剂浓度（如果试验流体不是实际拟采用的喷淋添加剂溶液，应采用密度和粘度相似的流体，并讨论试验数据和设计要求之间的相关性）。

b) 描述为试验安全壳喷淋喷嘴所采取的措施。

c) 描述为对任何喷淋添加剂溶液进行定期试验和监督，以验证系统处于持续的备用状态而采取的措施。

本节应提供确定适用于系统的监督、试验程序和试验间隔的依据。

6.5.2.5 对仪表装置的要求

本节应提供系统启动和监测其裂变产物去除功能所需的任一喷淋系统仪表装置的说明。本节应参考安全分析报告第 7 章中给出的仪表装置设计细节和逻辑的描述。

6.5.2.6 材料

本节应规定和论述喷淋添加剂（如果有）、喷淋溶液以及安全壳地坑溶液的化学成分、贮存浓度、对辐射分解或高温分解的敏感性、腐蚀特性等。

6.5.3 裂变产物控制系统

裂变产物控制系统即那些在设计基准事故后控制裂变产物释放的系统。尽管这些系统可能与裂变产物去除系统协同运行，但这些系统不属于安全壳隔离系统和任何裂变产物去除系统。

本节应详细论述在设计基准事故后所有裂变产物控制系统的运行，包括预计的和保守的运行情况。可适当参考安全分析报告其他相应章节的论述。

6.5.3.1 主安全壳

本节应总结主安全壳在设计基准事故后控制裂变产物释放的能力的信息应包括的信息可参照本文件表 6-11。

本节应论述事故前和事故期间安全壳净化系统的运行。应论述设计基准事故后主安全壳用于裂变产物控制的运行情况（例如事故开始后预期的和保守的泄漏率随时间变化的函数）。适用时，应指明对于设计基准事故后主安全壳运行的时间顺序而言，裂变产物去除系统什么时候是有效的。

6.5.3.2 二次包容壳（如果适用）

如果核动力厂反应堆安全设计中二次包容壳作为应对设计基准事故下包容放射性物质的专设设施的话，本节应论述设计基准事故后用于控制从主安全壳泄漏出的裂变产物的释放的各个系统的运行情况，应包括在进行剂量估算时假设的事件的时间顺序。本节应提供在设计基准事故后与时间相关的事件序列，包括各项参数等。对于每一个时间间隔，应指出哪些裂变产物去除系统是有效的。

本节应指出预期的和保守的两种假设。应提供二次包容壳的各个容积和与此容积相对应的通风系统的流程图。应指出再循环通风系统的进风口和回风总管的位置，同样地，应指出直流式通风系统的排气入口的位置。

6.6 安全 2 级和 3 级部件的在役检查

6.6.1 需检查的部件

本节应描述所有需进行在役检查的核安全 2、3 级部件。

应在最终安全分析报告阶段提供详细的在役检查大纲，包括受检查的区域、检查方法和检验范围及频度的资料。

6.6.2 可达性

本节应指出核安全 2 级和 3 级系统部件的设计和布置是否提供了足够的空间，以保证检查能够按在役检查规范规定的检查间隔进行。本节应说明在反应堆正常运行期间要检查的那些部件的任何特殊设计布置。

6.6.3 检查技术和程序

应指出在役检查的检查技术和程序的使用范围。本节应说明为满足在役检查规范要求可能采用的特殊检查技术和程序。

6.6.4 检查间隔

本节应指出核安全 2、3 级系统部件的检查计划是否与在役检查规范的要求相一致。

6.6.5 检查的类别和要求

本节应指出核安全 2、3 级部件在役检查的类别和要求是否与在役检查规范的要求相一致。

6.6.6 检查结果的评定

本节应指出核安全 2、3 级部件的检查结果的评定是否与在役检查规范的要求相一致。此外，本节还应指出核安全 2、3 级部件的维修程序是否符合在役检查规范要求。

6.6.7 系统的压力试验

本节应指出核安全 2、3 级系统压力试验的程序是否与在役检查规范要求相一致。

6.6.8 为防止假想管道破裂而增加的在役检查

本节应对安全壳隔离阀之间的高能流体系统管道提供增加的在役检查；或在安全壳内未使用隔离阀的情况下，对连接到安全壳贯穿件的第一道刚性管道或者安全壳内的第一个管道甩击限制件与安全壳外部隔离阀之间的高能流体系统管道提供增加的在役检查。该大纲应包括有关检查区域、检查方法、检查范围和频度的信息。

6.7 应急硼注入系统（如果适用）

应急硼注入系统作为专设安全设施用于假想设计基准事故工况下向反应堆冷却剂系统补充硼酸进行硼化，以维持反应堆处于次临界状态并具有一定的次临界度。本节主要描述应急硼注入系统执行这一功能的系统设计和性能，并论证满足核安全法规 HAF102-2016 的有关要求。

在一些反应堆设计中，应急硼注入系统除了具有上述功能外，还作为应对未停堆预期瞬态事故的安全设施，将堆芯带入次临界状态并维持一定的次临界度。针对系统的该项设计和性能而进行的详细说明，应在安全分析报告 9.6 节中体现，可以参考本节的格式和内容。

6.7.1 设计基准

本节应论述应急硼注入系统的设计基准，以及系统的功能和设计要求。需包括以下方面的内容：

- a) 应按照系统安全级的功能要求提供相关的设计基准，包括所

需的硼溶液浓度、所需的泵输送能力、设计基准事故工况下要求的具体硼水容量（压头/流量）。

b) 应对的设计基准事故工况以及在事故工况下反应堆应达到的预期控制状态。

c) 在考虑单一故障同时发生厂外电源丧失的情况下，系统执行其安全级功能的要求。

d) 系统应对内、外部危险的能力和设计上的考虑，包括不利环境事件或条件、管道破裂影响等。

e) 系统设备的安全分级、抗震要求，以及设计中遵循的准则等，可引用或参考安全分析报告 3.2 节有关描述。

6.7.2 系统设计

本节应提供系统设计的详细信息，需要包括以下内容和信息：

a) 说明应急硼注入系统的设计信息，包括系统的设计特点和系统流程图等，以及各部件在核动力厂中的位置。

b) 应提供主要系统设备的设计和性能数据表，设计时采用的规范和标准，以及可能考虑开展的鉴定、验证试验等。

c) 说明硼溶液的浓度、容积，以及预防浓硼溶液结晶方面的设计考虑。

d) 论述系统的多重性和独立性的设计要求，以及便于系统和部件的定期检查和可运行性检查的设计措施。

e) 论述系统部件的可靠性和设备部件的可用性方面的要求和设计考虑。

f) 说明系统的运行情况和事故工况的响应。

6.7.3 设计评价

本节应提供对系统性能的设计评价信息，包括相关分析评价的方法、主要假设和分析结果。具体应包括以下信息：

a) 系统及其支持系统预防高能和中能系统假想失效等内部危险的措施，以及承受与厂址相关外部危险的措施。

b) 提供系统的故障模式和影响分析，以确保假设始发事件下叠加考虑执行应急硼注入功能的任一部件单一故障时，能满足安全要求。

c) 应分析运行状态和设计基准事故工况下同时发生丧失厂外电，以证明系统具有执行其安全功能的能力。

6.7.4 试验和检查

初步安全分析报告阶段说明系统重要的试验和检查要求，如预运行试验、定期试验和在役检查要求等。最终安全分析报告阶段反映最终的试验和检查要求。

6.7.5 对仪表装置的要求

本节应说明系统的启动和监测系统的仪表装置，相关监测状态参数显示或指示情况，以及报警值选择的合理性。

本节应参考安全分析报告第 7 章中给出的仪表装置设计细节和逻辑的描述。

6.8 其他专设安全设施（如果适用）

某些压水堆核动力厂设计有事故工况下从二回路迅速带走热量的专设安全设施，其功能是为使一回路快速降压和及时带走一回路的热量。

6.8.1 蒸汽大气排放系统

某些压水堆核动力厂安全设计上降低了高压安注系统的压头，当发生一回路水装量下降的中、小破口失水事故时，一回路系统压力较高，通过蒸汽大气排放系统对一回路系统进行快速降压，以便达到安注系统能够注入的压力水平。设计基准事故工况下用于承担快速降低一回路压力和温度直至安注注入一回路的功能，实际上承担专设安全设施的安全功能。蒸汽大气排放系统作为专设安全设施在安全分析报告本节描述。

一些反应堆安全设计中，蒸汽大气排放系统除了执行设计基准事故下一回路快速降温、降压功能外，还承担了部分二回路系统的超压保护功能。有关二回路系统超压保护功能的合理性和相关描述应见安全分析报告第 10 章（或第 5 章）的有关节。

6.8.1.1 设计基准

本节应提供蒸汽大气排放系统的概述说明，应描述蒸汽大气排放系统承担的正常运行功能和安全功能，应描述选取排放阀排放能力、一回路冷却剂降温速率等参数的依据，应描述触发系统动作的信号等。

本节应详述与可靠性要求有关的设计基准；说明在管道布置，阀门类型和位置选择，各种系统部件的冗余，电源供应的冗余，驱动信号冗余和仪器仪表的冗余等方面采取的保护措施以防止单一故障。

本节应详述已确认的保护蒸汽大气排放系统防止实体损害的要求；这个论述应包括管道甩动防护、飞射物防护等的设计依据，以及防止如失水事故或地震荷载等这些事故负荷的措施；应描述系统

对内外部灾害防护的设计准则。

6.8.1.2 系统设计

本节应描述蒸汽大气排放系统的组成，需要包括以下信息：

a) 提供该系统的设计信息，包括系统的管道和仪表流程图，在管道和仪表流程图中应标出系统安全级部分和非重要部分的实体分界，以及主要系统设备所处的位置信息。

b) 提供主要系统部件的性能要求、重要设计参数及其选取的依据，对于系统中的阀门，应描述其功能、位置、操作模式、阀位指示、故障安全设计等的信息。

c) 应描述系统的正常/事故运行模式，以及描述系统开启并以一定的速率冷却一回路的基本控制方式。描述事故工况下阀门的控制原理（如提供阀门流通能力随开度的变化关系）。

d) 论述系统部件的可靠性和设备部件的可用性方面的要求和设计考虑。

6.8.1.3 设计评价

本节通过假想事故的安全分析，评价蒸汽大气排放系统的性能。这些分析应包括在安全分析报告的第 15 章。本节应列出第 15 章中论述的导致蒸汽大气排放系统投入运行的事故工况。应概述事故分析的结论。

蒸汽大气排放系统设计评价应包括对本系统安全分级和抗震等级、单一故障准则、应急供电的配置、设备鉴定、内外部灾害防护方面的详细描述。

6.8.1.4 试验和检查

本节应提供或引用在蒸汽大气排放系统上实施的预运行试验的

说明。初步安全分析报告阶段说明试验参考的规范标准，应确定定期试验和检查要求，并说明其合理性。

最终安全分析报告阶段应提供可能修订后的试验程序概述和试验的结果。

6.8.1.5 对仪表装置的要求

本节应论述有关各种启动方法（例如自动、手动）和位置的仪表装置规定，论述中应包括要求系统启动的条件以及选择的根据。本节应参考安全分析报告第 7 章中给出的仪表装置设计细节和逻辑的描述。

论证系统安全级仪器仪表和控制装置能完成其功能的适用性。

6.8.2 应急给水系统

本节仅描述应急给水系统执行缓解设计基准事故的安全功能。在一些设计中应急给水系统还在反应堆启动、热备用、热停堆以及中间停堆冷却等运行状态下作为凝汽器不可用时或启动给水系统完全失效（II 类工况）时的备用，承担的这类正常带热功能的描述在安全分析报告 10.4.7 节体现。

6.8.2.1 设计基准

本节应描述应急给水系统的设计基准，包括：

a) 系统承担的功能，包括事故期间确保向蒸汽发生器供应适量的水。

b) 设计中直接引用的导则、规范和标准等。

c) 设计基准事故后系统应有能力在仅使用控制室内安全级设备，并假定出现最严重单一能动故障的条件下，维持机组一定时间的热停堆状态，然后将电厂冷却至余热排出系统接入的温度。

d) 对应急给水泵动力源多样性的描述, 如未设置多样性的动力源, 对系统可靠性的要求。

e) 应急给水泵的多样性设计考虑 (如有)。

f) 向蒸汽发生器供水能力设计基准 (例如压头、最大/小流量等)。

g) 应急给水水箱贮存水量的设计基准。

h) 系统设计考虑的内、外部危险。

i) 系统设备的安全等级、抗震要求, 可引用或参考安全分析报告 3.2 节有关描述。

j) 系统中有关设备、部件的环境鉴定要求。

6.8.2.2 系统设计

本节应提供有关系统设计的详细信息, 需包括以下方面的内容或资料:

a) 应急给水系统的设计信息, 包括管道和仪表图, 图纸。管道和仪表流程图。在管道和仪表流程图中应标出系统安全级部分和非安全级部分的实体分界, 并标示系统与其他系统的接口。系统多机组共用部分 (如有) 也应给出相应的说明。

b) 系统主要设备 (如泵、阀门、贮存水箱等) 的描述和性能数据表, 设计时采用的规范和标准, 以及可能考虑开展的鉴定、验证试验等。

c) 系统重要部件 (如泵、贮存水箱等) 在核动力厂中的布置。

d) 对系统水源的描述。

e) 在核电厂正常运行、异常或事故工况下, 避免系统入口管道中出现流体的不稳定流动 (例如水锤) 的设计措施。

f) 探测、收集和控制系统的泄漏，并在泄漏过大或部件故障的情况下隔离部分系统的措施。

g) 系统保持安全壳完整性的设计特性，如安全壳隔离阀的设置等。

h) 系统满足《福岛核事故后核电站改进行动通用技术要求（试行）》中关于应急补水及相关设备技术要求采取的措施。

i) 便于系统和部件的定期检查和试验的设计措施。

本节还应描述系统在事故工况下的控制及运行。包括系统自动启动的触发信号，应急给水的手动触发，事故工况下系统的响应等。

6.8.2.3 设计评价

本节应提供对系统性能的设计评价信息，具体应包括以下信息和内容：

a) 系统能力的评价，包括系统中泵的数量，与蒸汽发生器供水要求有关的给水泵能力（例如压头、流量等），以及应急给水的流量和贮存水量。以证明设计基准事故后，并假定出现最严重单一能动故障的条件下，系统有能力维持机组一定时间的热停堆状态，然后将电厂冷却至余热排出系统的投入的温度。

b) 提供系统的故障模式和影响分析（FMEA）。以说明在设计基准事故并假设同时发生单一能动部件故障情况下，系统的设计可确保执行其安全功能。

c) 对系统在所有运行方式中的水力不稳定性（以水锤来表示）的分析。

d) 如应急给水泵未采用多样性的动力源设计，应提供系统可靠性的分析结果。

e) 说明为保证系统免受设计中考虑的内、外部危险的影响而采取的措施。

6.8.2.4 试验和检查

初步安全分析报告阶段说明系统试验参考的规范标准，应确定定期试验和检查要求，并说明其合理性。

最终安全分析报告阶段应提供可能修订后的试验程序概述和试验的结果。

6.8.2.5 仪表装置

本节应说明系统的启动和监测的重要仪表装置，相关监视状态参数显示或指示情况，以及报警值选择的合理性。本节应参考安全分析报告第7章中给出的仪表装置设计细节和逻辑的描述。

6.8.X XXX 系统

核动力厂反应堆设计中专设安全设施随反应堆型号的不同而不同，因此对核动力厂中设置的各个专设安全设施、部件或系统，若有在本文件本章节中未涉及者，安全分析报告应包括并参考上述各节另外编写单独的章节，一般按照下列条目提供信息资料。

6.8.X.1 设计基准

6.8.X.2 系统设计

6.8.X.3 设计评价

6.8.X.4 试验与检查

6.8.X.5 对仪表装置的要求

6.9 法规标准清单

本节应提供本章实际使用的标准、规范、技术见解等的清单，如果某些规范标准只使用了其中的一部分，也应在列表中说明。

附图：

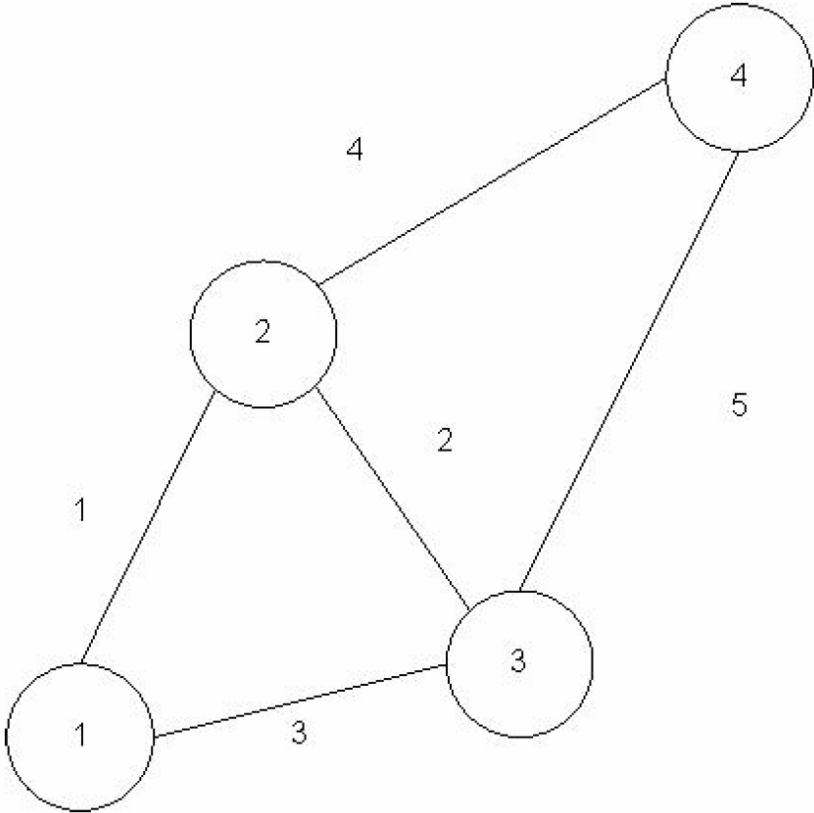


图 6-1 隔间节点图举例

附表

有关表格信息的说明:

1. 表格中提供的信息，通常是某一种反应堆类型的示例，具体申请文件中可根据不同设计的反应堆类型或型号，作适当的调整，但要具有足够的全面性和类似的详细程度；
2. 为突出事故分析中重要的参数假设，表中采用“*”进行了标识；
3. 正文中一些章节对一些信息也提出了采用图表形式描述的要求，但没有提供具体的表格示例，本节可根据具体情况采用适当的表格形式进行描述。

表 6-1 针对压水堆干式安全壳必须提供的信息

I. 一般信息

	名称	单位	数值
1*	外部设计压力	MPa（表压）	
2*	内部设计压力	MPa（表压）	
3*	设计温度	°C	
4*	净自由容积	m ³	
5*	设计泄漏率	%/d	

II. 初始工况信息

A. 反应堆冷却剂系统（在设计超功率为102%额定功率和在正常液位情况下）

	名称	单位	数值
1*	反应堆功率水平	MWt	
2*	冷却剂平均温度	°C	
3*	反应堆冷却剂系统液体的质量	kg	
4	反应堆冷却剂系统蒸汽的质量	kg	
5	液体加蒸汽的能量 ^①	MJ	

① 全部能量均相对于0°C。

B. 安全壳

	名称	单位	数值
1*	安全壳初始压力	MPa (绝压)	
2*	安全壳内初始温度	°C	
3*	安全壳内初始相对湿度	%	
4	厂用水温度	°C	
5	内置换料水箱的初始温度	°C	
6	外部环境温度	°C	
7	安全壳环腔风速 (如果需要)	m/s	
8	安全壳环廊压力 (如果需要)	MPa	

C. 贮存水容积

	名称	单位	数值
1	浓硼水箱	m ³	
2	所有的安注箱 (安注罐)	m ³	
3	(内置) 换料水箱	m ³	

表 6-2 压水堆专设安全设施系统的信息

如下所述，应针对（1）满功率运行时和（2）安全壳响应分析时采用的功率两种情况提供下列数据。

			(1) 满功率运行	(2) 用于安全壳响应的数据
I. 非能动安注系统				
	A. 安注箱			
		安注箱数目		
		安注箱容积 (m ³)		
	B.	压力整定值 (MPa, 表压)		
	C.	内置换料水箱 (容积, m ³)		
II. 能动安注系统				
	高压/中压安注			
		1. 管线数目		
		2. 泵数目		
		3. 流量 (kg/s)		
	B. 低压安注			
		1. 管线数目		
		2. 泵数目		
		3. 流量 (kg/s)		
III. 安全壳喷淋系统				
	A. 喷淋			
		1. 管线数目		
		2. 泵数目		
		3. 喷淋总管数目		
		4. 流量 (kg/s)		

	B. 喷淋再循环			
		1. 管线数目		
		2. 泵数目		
		3. 喷淋总管数目		
		4. 流量 (kg/s)		
IV. 非能动安全壳冷却水箱				
		水箱最小可用容积 (m ³)		
		最短持续时间 (s)		
		最低温度 (°C)		
		最高温度 (°C)		
V. 热交换器				
	A. 再循环系统			
		1. 系统		
		2. 类型		
		3. 数量		
		4. 传热面积 (m ²)		
		5. 总的传热系数 (W/(m ² ·°C))		
		6. 流量	a. 再循环侧 (kg/s)	
			b. 外侧 (kg/s)	
		7. 冷却水源		
		8. 流动开始时间 (s)		
VI. 其他				

表 6-3A 安全壳压力和温度计算结果①

一回路破口 (破口位置, 破口面积 m ²)	峰值压力 (MPa, 表压)	峰值温度 (°C)	达到峰值压力的 时间 (s)	安全壳压力降到 设计压力一半的 时间 (h) *
热段双端断裂 (破口面积)				
冷段 (泵入口) 双端断裂				
冷段 (泵出口) 双端断裂				

表 6-3B 安全壳压力和温度计算结果

二回路系统管道破口 (破口位置, 破口尺寸 面积 m ² , 运行工况)	峰值压力 (MPa, 表压)	峰值温度 (°C)	达到峰值压力的时间 (s)
主蒸汽管道双端断裂, 30%FP			
主蒸汽管道双端断裂, 102%FP			
主蒸汽管道双端断裂, 其他功率			

表 6-4A 材料的热物性①

材料	密度 kg/m ³	比热 J/(kg·°C)	热导率 W/(m·°C)
碳钢			
不锈钢			
混凝土			
空气			
涂料			
水			

注：①如果需要其他热物性参数（如发射率），可增加参数列，如有其他材料，也可增加材料行

表 6-4 B 安全壳内结构数据

安全壳内吸热结构包括但不限于：安全壳墙体（含穹顶）、水池（内置换料水箱、安注箱、IVR 水池）、混凝土楼板、混凝土墙、可能淹没的楼板、与安全壳大气连通的筏基、通风管道、钢板（薄、中厚、厚）、没有保温且充满水的箱子和冷管道、电动机等。对每一项吸热结构，可参考给出下列内容：

吸热结构名称	
内表面接触的流体	
外表面接触的流体	
内表面积	
从外到内的介质材料及其厚度	
内侧传热系数或传热关系式	
外侧传热系数或传热关系式	

表 6-5 安全壳外部压力分析假设和计算结果①

参数	值
安全壳内初始温度 (°C)	
安全壳内初始相对湿度	
安全壳内初始压力 (MPa, 绝压)	
喷淋水温度 (°C)	
喷淋水流量 (kg/s)	
外部压力分析得到的安全壳内最大负压差 (MPa)	
安全壳设计负压差 (MPa) *	

注：①根据安全壳类型，外部压力分析可区分稳态工况分析和瞬态工况分析，增加相关参数（如外部环境温度、环廊风速等）。

表 6-6 隔间排气通道信息

通道 编号	起始隔间 编码	终止 隔间 编码	排气路径流 表述		有效 面积 m^2	长度m	压头损失, K (可以整体给出)					
			阻塞	未阻塞			摩擦K, ft/d	转弯 损失K	突扩K	突缩K	总计	

表 6-7 隔间节点信息

隔间 编号	说明	高度m	横截面积, m ²	初始工况			设计基准破口工况				计算	设计	设计
				温度 ℃	压力 Pa	湿度 %	破口 隔间 编号	破口 管线	破口 面积 m ²	破口 类型	破口 压差, Pa	破口 压差, Pa	裕 量 %

表 6-8 用于假想失水事故的质量和能量释放率

事故名称（破口位置）：

事故阶段：

破口直径：

温度：

时间 (s)	质量释放率 (kg/s)	能量释放率 (kJ/s)

表 6-9 用于假想主蒸汽管道破口的质量和能量释放率

（短期/长期）：

事故名称：

破口直径：

温度：

时间 (s)	质量释放率 (kg/s)	能量释放率 (kJ/s)

表 6-10 反应堆安全壳厂房能量分布

管道破口位置和管道破口面积:

	能量, 10 ⁶ J					
	失水事故之前	喷放结束之前的峰值压力下	喷放结束	喷放结束之后的峰值压力下	堆芯再淹没结束	1天后进入再循环
反应堆冷却剂内能						
堆芯淹没水箱冷却剂内能						
堆芯贮存的能量						
堆内构件贮存的能量						
停堆期间由衰变热产生的能量						
稳压器、一次侧管道、阀门和泵贮存的能量						
蒸汽发生器金属贮存的能量						
二次侧冷却剂的内能（在蒸汽发生器中）						
安全壳内大气所含的能量 ^①						
安全壳内部构件所含的能量 ^②						
再循环进口水所含的能量						
衰变热排出冷却器所带走的能量						

注：除另有说明外，其基准温度均为0℃

① 大气成分中空气和水蒸气的温度分别为48.9℃和0℃。

② 反应堆安全壳厂房和内部构件所含能量数据的基准温度为48.9℃。

表 6-11 设计基准事故后安全壳的信息

一般信息		
	主安全壳	二次包容壳
安全壳结构形式		
内部裂变产物排除系统		
环廊的相关参数		
	测量值	保守值
自由容积 (m ³)		
二次包容体的泄漏率 (%/天)		
维持的环廊压力* (Pa)		
环廊通风系统再循环流量		
泄漏到主安全壳以外空间的容 积份额 (包括环境)		
裂变产物去除系统的效率*		
环廊通风系统的过滤效率*		