

压水堆核动力厂安全分析报告格式和内容

—第三章（试行）

国家核安全局

2024年8月

目 录

第三章 构筑物、系统、设备（部件）设计.....	11
3.1 与相关设计要求的符合性.....	11
3.2 构筑物、系统和部件的分级.....	12
3.2.1 安全分级.....	12
3.2.2 抗震分类.....	13
3.2.3 设计和制造规范.....	14
3.2.4 质量保证分级.....	15
3.3 风和龙卷风载荷.....	15
3.3.1 风载荷.....	15
3.3.2 龙卷风载荷.....	15
3.4 防水淹设计.....	16
3.4.1 外部水淹.....	16
3.4.2 内部水淹.....	17
3.4.3 分析规程.....	20
3.5 飞射物防护.....	20
3.5.1 飞射物的选择和说明.....	20
3.5.1.1 内部产生的飞射物（安全壳外）.....	20
3.5.1.2 内部产生的飞射物（安全壳内）.....	21
3.5.1.3 汽轮机飞射物.....	22
3.5.1.4 龙卷风和极端风产生的飞射物.....	23
3.5.1.5 厂址附近的飞射物（不包括飞机坠毁）.....	23
3.5.1.6 飞机的危害.....	24
3.5.2 外部飞射物的防护.....	25
3.5.3 屏障设计程序.....	25

3.6	与假想管道破裂相关的动力效应的防护	26
3.6.1	核动力厂抗安全壳外流体系统假想管道损坏的防护设计	26
3.6.2	假想管道破裂的破口位置和动力学效应的确定	28
3.6.2.1	用于确定破口和裂纹位置和形状的准则	28
3.6.2.2	护管组件的设计准则	28
3.6.2.3	确定力函数和响应模型的分析方法	29
3.6.2.4	验证完整性和可运行性的动态分析方法	29
3.6.2.5	特殊措施的应用准则	30
3.6.3	破前漏 (LBB) 评价程序	30
3.7	抗震设计	33
3.7.1	抗震设计参数	33
3.7.1.1	设计地震动	33
3.7.1.2	阻尼比	35
3.7.1.3	抗震 I 类结构的地基	35
3.7.2	抗震系统分析	35
3.7.2.1	抗震分析方法	36
3.7.2.2	自振频率和反应	36
3.7.2.3	建模采用的方法	36
3.7.2.4	土-结构相互作用	37
3.7.2.5	楼面反应谱的生成	38
3.7.2.6	地震运动的三个分量	38
3.7.2.7	不同模态反应的组合	38
3.7.2.8	非抗震 I 类构筑物与抗震 I 类构筑物的相互作用	38
3.7.2.9	参数变化对楼面反应谱的影响	39
3.7.2.10	竖向静力系数的应用	39
3.7.2.11	考虑扭转效应的方法	39
3.7.2.12	反应的比较	39
3.7.2.13	坝的抗震分析方法	40

3.7.2.14	确定抗震 I 类构筑物的动力稳定性	40
3.7.2.15	阻尼分析程序	40
3.7.2.16	抗震 I 类直埋管道、管廊和隧道	40
3.7.3	抗震子系统分析	40
3.7.3.1	抗震分析方法	40
3.7.3.2	建立分析模型的流程	41
3.7.3.3	阻尼的分析流程	41
3.7.3.4	地震运动的三个分量	41
3.7.3.5	模态响应的组合	41
3.7.3.6	竖直方向常数静力因子的使用	41
3.7.3.7	地上储罐的抗震分析方法	41
3.7.4	地震仪表	41
3.7.4.1	与 GB 50267 和 HAD102/02 等相关法规标准的比较	42
3.7.4.2	仪表的位置及描述	42
3.7.4.3	提供给控制室操纵员的信息	42
3.7.4.4	地震后响应	42
3.7.4.5	仪表监督	42
3.7.4.6	设计方案的设施	43
3.8	抗震 I 类结构设计	43
3.8.1	混凝土安全壳	43
3.8.1.1	安全壳的描述	43
3.8.1.2	适用的规范、标准和技术规格书	44
3.8.1.3	载荷及载荷组合	44
3.8.1.4	设计和分析程序	45
3.8.1.5	结构验收准则	46
3.8.1.6	材料、质量控制和特殊施工技术	47
3.8.1.7	试验和在役检查要求	48
3.8.2	钢安全壳	48

3.8.2.1	安全壳的描述	48
3.8.2.2	适用的规范、标准和技术规格书	49
3.8.2.3	载荷与载荷组合	49
3.8.2.4	设计与分析程序	50
3.8.2.5	结构验收准则	51
3.8.2.6	材料、质量控制和特殊建造技术	51
3.8.2.7	试验和在役检查要求	52
3.8.3	混凝土安全壳或钢安全壳的内部结构	52
3.8.3.1	内部结构说明	52
3.8.3.2	采用的规范、标准及技术规程	53
3.8.3.3	载荷与载荷组合	53
3.8.3.4	设计和分析程序	54
3.8.3.5	结构验收准则	55
3.8.3.6	材料、质量控制及特殊建造技术	55
3.8.3.7	试验和在役检查要求	55
3.8.4	其他抗震 I 类构筑物	56
3.8.4.1	安全壳外围厂房	56
3.8.4.2	辅助厂房	58
3.8.4.3	燃料贮存厂房	60
3.8.4.4	控制厂房	62
3.8.4.5	柴油发电机厂房	63
3.8.4.6	取水构筑物	65
3.8.4.7	其他	67
3.8.5	基础	69
3.9	机械系统和部件	71
3.9.1	机械部件的特殊专题	71
3.9.1.1	设计瞬态	71
3.9.1.2	用于结构力学分析的计算机程序	71

3.9.1.3	实验应力分析	71
3.9.1.4	事故工况评估的注意事项	72
3.9.2	系统、部件和设备的动态试验和分析	72
3.9.2.1	管道振动、热膨胀和动态效应	72
3.9.2.2	抗震 I 类机械设备的抗震分析和鉴定	73
3.9.2.3	堆内构件在瞬态和稳态条件下的动态响应分析	75
3.9.2.4	堆内构件的预运行流致振动试验	76
3.9.2.5	堆内构件在事故下的动态系统分析	76
3.9.2.6	堆内构件振动试验和分析结果的关系	77
3.9.3	核安全 1、2、3 级部件、部件支承和堆芯支承结构	77
3.9.3.1	载荷组合、系统运行瞬态和应力限值	77
3.9.3.2	压力释放装置的设计和安装	79
3.9.3.3	泵和阀门可运行性保证	79
3.9.3.4	部件支承	80
3.9.4	控制棒驱动系统	80
3.9.4.1	控制棒驱动系统的描述	81
3.9.4.2	控制棒驱动系统设计规范	81
3.9.4.3	设计载荷、应力限值和许用变形	82
3.9.4.4	控制棒驱动系统的可运行性保证大纲	82
3.9.5	压力容器堆内构件	82
3.9.5.1	设计布置图	82
3.9.5.2	载荷条件	83
3.9.5.3	设计基准	83
3.9.6	泵、阀和防甩约束件的在役试验	84
3.9.6.1	泵的在役试验大纲	84
3.9.6.2	阀门的在役试验大纲	84
3.9.6.3	防甩动力约束件的在役试验大纲	88
3.9.6.4	请求免除或替代	88

3.10	机械设备和电气设备的抗震鉴定和动态鉴定	89
3.10.1	抗震鉴定所采用的准则	89
3.10.2	机械和电气设备及仪表的鉴定方法和程序	90
3.10.3	机械和电气仪表设备支承件的分析或试验的方法和程序	90
3.10.4	试验和分析结果及经验数据库	90
3.11	机械和电气设备的环境鉴定	90
3.11.1	设备的安装位置和环境条件	91
3.11.2	环境鉴定试验的方法	91
3.11.3	丧失环境控制	92
3.11.4	估算化学和放射性环境	92
3.11.5	鉴定试验结果	93
3.12	管道设计	93
3.12.1	概述	93
3.12.2	标准、规范	93
3.12.3	管道分析方法	94
3.12.3.1	试验应力分析	94
3.12.3.2	模态反应谱分析方法	94
3.12.3.3	反应谱法（或几个支承不同输入运动的多点输入方法）	95
3.12.3.4	时程分析法	95
3.12.3.5	非弹性分析方法	95
3.12.3.6	小口径管道方法	96
3.12.3.7	非抗震/抗震相互作用（抗震Ⅱ类/抗震Ⅰ类）	96
3.12.4	管道建模技术	96
3.12.4.1	计算机程序	97
3.12.4.2	管道动态分析模型	97
3.12.4.3	管道基准程序	97
3.12.4.4	解耦准则	97
3.12.5	管道应力分析准则	98

3.12.5.1	地震输入包络谱和特定厂址谱	98
3.12.5.2	设计瞬态	98
3.12.5.3	载荷和载荷组合	98
3.12.5.4	阻尼值	98
3.12.5.5	模态响应组合	99
3.12.5.6	高频振型	99
3.12.5.7	核安全 1 级管系的疲劳评估	99
3.12.5.8	热分层	99
3.12.5.9	安全卸压阀的设计、安装和试验	99
3.12.5.10	功能性	99
3.12.5.11	惯性和地震锚固位移的组合效应	100
3.12.5.12	运行基准地震作为设计载荷	100
3.12.5.13	焊接附件	100
3.12.5.14	复合结构的模态阻尼	100
3.12.5.15	无应力参考温度	100
3.12.5.16	系统间冷却剂丧失事故	101
3.12.6	管道支承设计准则	101
3.12.6.1	适用规范	101
3.12.6.2	管辖边界	101
3.12.6.3	载荷和载荷组合	101
3.12.6.4	管道支承基板和锚固螺栓设计	101
3.12.6.5	能量吸收装置和止挡块的应用	101
3.12.6.6	阻尼器的应用	102
3.12.6.7	管道支承刚度	102
3.12.6.8	地震自重激励	102
3.12.6.9	辅助钢结构设计	102
3.12.6.10	摩擦力考虑	102
3.12.6.11	管道支承的间隙	102

3.12.6.12 仪表管支承准则	102
3.12.6.13 管道变形限值	102
3.13 螺纹紧固件（规范 1、2、3 级）	103
3.13.1 设计考虑因素	103
3.13.1.1 材料选择	103
3.13.1.2 特殊材料的加工工艺和特殊控制	103
3.13.1.3 铁素体钢螺纹紧固件的断裂韧性要求	103
3.13.1.4 所用材料的测试报告	103
3.13.2 在役检查要求	104
3.14 法规标准清单	104

第三章 构筑物、系统、设备（部件）设计

3.1 与相关设计要求的符合性

为满足 HAF102《核动力厂设计安全规定》的相关要求，针对核动力厂安全级构筑物、系统和部件，申请者应论述如何满足以下设计要求。

（1）抵御自然现象的设计要求。对安全有重要影响的构筑物、系统和部件在设计上应能抵御地震、龙卷风、飓风、洪水、海啸等自然现象的影响，而不会丧失其安全功能。在对这些构筑物、系统和部件进行设计时：（a）应适当考虑历史上曾报道过的该厂址及周边地区最严重的自然现象，同时考虑到历史数据的准确性、数量和累计时间的有限性，并留出足够的裕量；（b）应考虑正常和事故工况影响与自然现象影响的适当组合；（c）应考虑所要执行的安全功能的重要性。

（2）环境效应和动态效应的设计要求。对安全有重要影响的构筑物、系统和部件的设计，应考虑到正常运行、维护、试验和假定事故（包括冷却剂丧失事故）环境条件的影响，并与之相适应。应适当保护这些构筑物、系统和部件免受动态效应的影响，包括管道位移和排放流体的影响。如果经审查和分析表明，在符合管道设计要求的条件下，流体系统管道破裂的概率极低，则与核电机组中假定管道破裂相关的动态效应可从设计要求中排除。

（3）构筑物、系统和部件共用的相关要求。对于安全重要的构筑物、系统和部件，不得在核电机组之间共用，除非能够证明这种

共用不会显著损害其执行安全功能（包括在一个机组发生事故时，有序关闭和冷却共用该构筑物、系统和部件的其他机组）。

（4）冷却水系统设计的要求。应设计可以将安全重要构筑物、系统和部件的热量传递到最终热阱的系统，该系统能在正常运行和事故工况下传递这些构筑物、系统和部件的总热负荷。应提供适当的设备和功能冗余，以及适当的连通、泄漏监测和隔离能力，以确保在假定发生单一故障条件下在现场电力系统运行时（假定没有场外电源）和场外电力系统运行时（假定没有现场电源）仍能实现系统安全功能。

（5）冷却水系统检查相关要求。冷却水系统的设计应允许对热交换器和管道等重要部件进行适当的定期检查，以确保其完整性和功能。

（6）冷却水系统试验相关要求。冷却水系统的设计应允许进行适当的定期压力试验和功能试验，以确保：（a）系统的结构完整性和密封性；（b）系统能动设备的可操作性和性能；（c）系统作为一个整体的可操作性，包括支持反应堆停堆和应对冷却剂丧失事故需要该系统进行的动作、保护系统动作以及正常电源和应急电源之间的切换动作。

3.2 构筑物、系统和部件的分级

3.2.1 安全分级

本节应提供有关为安全功能分类、识别实现这些安全功能所需的构筑物、系统和部件，以及对这些物项进行安全分级所采用的方法的信息。该信息应包括以下详细内容：

（1）适用于安全分级的方法和准则；

(2) 安全功能的分类;

(3) 构筑物、系统和部件的安全级别。

如果构筑物或系统有可能相互作用,则应详细说明在设计中确保较低等级或类别的核动力厂设施的失效不会妨碍具有较高等级或类别的核动力厂设施执行安全功能的措施。

对安全重要的构筑物、系统和部件的分级清单,应包含安全级别、抗震类别、设计和制造规范以及质量保证等级等信息。在初步安全分析报告(PSAR)阶段应给出初步的物项分级清单,在最终安全分析报告(FSAR)阶段应给出完整的物项分级清单。

本文件给出的分级信息主要基于确定论方法,关于概率论方法在物项分级中的应用,可参考相关资料。

3.2.2 抗震分类

申请者应当确定哪些构筑物、系统和部件对于安全是至关重要的。这些构筑物、系统和部件应能承受地震载荷,确保其安全功能。

当发生极限安全地震动(SL-2)时及之后仍需保持其功能的那些核动力厂设施(包括基础和支承在内)定义为抗震 I 类。抗震 I 类核动力厂设施是为保证以下三项功能所必需的:

(1) 控制反应性;

(2) 排出堆芯余热,导出乏燃料贮存设施所贮存燃料的热量;

(3) 包容放射性物质、屏蔽辐射、控制放射性的计划排放,以及限制事故的放射性释放。

核安全导则 HAD102/02《核动力厂的抗震设计与鉴定》给出了确定构筑物、系统和部件的抗震类别的指南。申请者应当提供所有构筑物、系统和部件的抗震类别清单,并指出它们是否符合 HAD102/02

确定抗震类别的条件，必要时应当在管道和仪表图上标出不同抗震类别的边界。同时，申请者应当确定哪些构筑物、系统和部件在事故发生时不要求继续正常运转，然而一旦失效会使得抗震 I 类物项的功能降低到不可接受的安全水平，或对控制室工作人员带来不可承受的伤害。这些构筑物、系统和部件也应按适当的抗震类别进行设计和建造，以保证发生 SL-2 时不会引发上述故障。

申请者所推荐的抗震分类存在与 HAD102/02 不同之处时，申请者应明确指出，并对所提出的抗震分类进行论证。

3.2.3 设计和制造规范

申请者应识别哪些是对于安全重要的系统或系统部分，以及其中每个物项所采用的规范和标准。

核安全导则 HAD102/03《用于沸水堆、压水堆和压力管式反应堆的安全功能和部件分级》给出了核动力厂安全重要部件的安全分级、设计和制造要求，并描述了不同安全级别和与之相适用的工业规范之间的关系。申请者应指明哪些采用了 HAD102/03 的推荐分级。对于每个执行如下功能的系统，申请者应指出实际采用分级与推荐分级的差异，并证明所采用的分级和设计制造要求是合适的：

- (1) 控制反应性；
- (2) 排出堆芯余热，导出乏燃料贮存设施所贮存燃料的热量；
- (3) 包容放射性物质、屏蔽辐射、控制放射性的计划排放，以及限制事故的放射性释放。

对于这些系统，申请者应明确为达到 HAD102/03 相当的安全等级和设计制造要求而采用的设计特征和设计措施（如适用）。申请者应对每个安全级系统的分级边界进行描述。只允许在阀门或其他

合格的分级接口改变安全级别和设计制造等级，在分级发生变化处，分级信息应在每个系统图纸上的阀门或其他合适的接口位置上标注/说明，形式可采用分级数字或字母，或参考 HAD102/03 分级中采用的符号（如适用）。

3.2.4 质量保证分级

申请者应说明对安全重要物项和服务所采取的质量保证分级（简称“质保分级”），质保分级应以物项的失效或服务中的差错对安全所造成的影响为依据，与所采用的安全准则一致。质保分级应遵守 HAF003《核电厂质量保证安全规定》的要求，对不同质保等级物项和服务的质保要求可参照 HAF003 系列导则中的质保分级要求来制定。

3.3 风和龙卷风载荷

本节应描述作用在抗震 I 类构筑物上的风载荷和龙卷风载荷。

3.3.1 风载荷

为确定抗震 I 类构筑物的设计基准风载荷，本节应提供以下资料。

（1）设计风速。应在本节给出设计风速及其重现期、重要的参数与系数等内容。

（2）作用力的确定。应描述用于将风速转换为作用到结构外表面上所承受的有效压力的方法，其中包括风振系数、风载荷体型系数、风压高度变化系数等。在 FSAR 报告中应说明计算得到的作用在每一个抗震 I 类厂房结构上的风力大小和分布。

3.3.2 龙卷风载荷

所有抗震 I 类构筑物均考虑设计基准龙卷风的影响。

本节确定作用在必须设计成抗龙卷风的结构上的设计基准龙卷风载荷。应包括下列资料。

(1) 设计基准龙卷风参数。应根据 HAD101/11《核电厂设计基准热带气旋》等描述设计基准龙卷风参数，包括最大龙卷风风速、平移风速、旋转半径、旋转风速、压力差及其相应的时间间隔，以及由龙卷风引起的飞射物影响范围和相关特性。

(2) 应考虑龙卷风飞射物的冲击动态载荷及其转换成有效载荷的方法。应包括下列资料：

(a) 用于将龙卷风换算成作用在结构外表面上的有效压力的方法，包括对构筑物的几何外形特征、结构特性及风压在构筑物上的分布等因素的考虑；

(b) 如采用构筑物通风措施，降低龙卷风引起的压差；

(c) 用于将龙卷风飞射物的冲击动态载荷转换成有效载荷的方法；

(d) 针对以上各种单独载荷的不同组合，计算对构筑物产生最不利影响的龙卷风总效应。

(3) 不按龙卷风载荷设计的结构或部件对抗震 I 类结构安全功能的影响。应提供资料表明不考虑龙卷风载荷设计的构筑物对安全级构筑物产生的影响。

3.4 防水淹设计

3.4.1 外部水淹

本节描述范围包括厂坪标高、不考虑波浪影响的设计基准洪水位或考虑波浪影响的设计基准洪水位、厂址可能最大降雨、江河洪水、溃坝洪水、核岛厂区的室内地坪标高等信息。应描述主厂区室

外雨水排水系统设计标准，以及屋面雨水排水系统设计标准。应根据《福岛核事故后核电厂改进行动通用技术要求》确定适当的超设计基准水淹场景（千年一遇降雨叠加设计基准洪水位），校核厂区排洪能力、评估厂区积水深度。根据评估结果，采取地上防水淹措施，防止厂区积水不受控制地进入安全重要厂房（如：核岛厂房、重要厂用水泵房、应急柴油发电机厂房、厂址附加柴油发电机厂房等）。

防水淹措施应能承受适当的水头高度，地下廊道的封堵建议按照不小于管廊埋置深度加评估所得的厂区积水深度来确定水头高度，应根据水头高度采用适当的封堵材料和封堵技术，保证合适的密封能力，并考虑今后运行中必要的检查措施。地上防水淹措施是指对与重要厂房相连地下廊道的室外检修口和安装孔、以及可能导致安全重要设备水淹的厂房外地面以上门窗洞、通风口等的防水封堵等措施。地下防水淹措施是指对地下管廊与安全重要厂房贯穿处接口的防水封堵等措施。永久性防水封堵是根据开孔的类型和性质，采用水密门、挡水槛、整体浇注加模块封堵或其他防水密封措施对开孔或贯穿件进行的永久性封堵。临时性防水淹措施是当发生紧急情况时启用的措施（如：沙袋、防水挡板、可移动护墙板等）。

PSAR 阶段应根据初步设计阶段管网布置给出初步的厂区积水深度，FSAR 阶段应根据确定的管网布置给出最终的厂区积水深度，并提供详细的计算过程。应提供清晰的主厂区及屋面雨水排水管网平面布置图，包括雨水在主厂区及屋面的流向、排水井的位置、排水管管径等信息。

3.4.2 内部水淹

本节描述核动力厂内执行安全功能的构筑物、系统和部件的防内部水淹措施，这些构筑物、系统和部件的失效可能会阻碍安全停堆或造成不可控的放射性泄漏。应说明以下几方面内容。

(1) 识别并评估安全级构筑物、系统和部件，必须保证对其采取的防护措施能抵御内部水淹。

(2) 识别厂房内不同区域的安全级构筑物、系统和部件的安装位置（标高）并考虑与内部水淹（最高）水位间的相对关系，以保证内部水淹不影响安全级系统的安全功能。

(3) 识别并评估厂房内任何可能成为潜在内部水淹源的构筑物、系统和部件（如管道的破损和破裂、箱体或容器的失效、地漏的反溢等），考虑其故障造成的内部水淹的影响范围。

(4) 应对需要进行防护的安全级构筑物、系统和部件采取合理的防内部水淹措施：如设置围堰、抽排水系统、疏排水系统、结构围栏和水密门等，上述措施应在核动力厂布置图上或以其他方式描述。

(5) 论述和评估安全级构筑物、系统和部件的潜在水淹。水淹源于消防系统的触发或符合假想管道失效，包括非抗震类和未采取龙卷风保护措施的管道、箱体和容器。针对每个分析区域进行水淹分析，分析中需考虑假设单一故障以及最恶劣工况下的管道（或非抗震类箱体/容器）。对于非抗震支承的中能管道，必须考虑环向断裂而不仅仅是裂纹。此评估中应考虑用于缓解内部水淹对安全级系统影响的措施，如地漏疏水以及地坑泵等。如果假想破裂发生在非抗震类系统，则只有抗震类系统才能被假定可以缓解此假想破裂带来的影响（地震工况可能会引起始发破裂）。

(6) 应进行内、外部水淹的风险评估，包括停堆期间的水淹分析，来识别水淹防护中潜在的、重大薄弱环节。确定安全重要设备附近的液体输送系统失效所造成的水淹，是否会影响安全级系统的安全功能，包括对安全级系统的失效模式和影响进行分析。

(7) 识别并评估安全级系统或部件局部或全部水淹时，是否能执行其正常功能。

(8) 确认安全级设备或部件（核动力厂布置图）是否都布置在独立隔间内，作为针对潜在内部水淹源的防护措施；确认在安全级系统冗余序列之间是否设置有结构屏障等实体隔离，并评估这些实体隔离设施的充分性；识别水淹从非安全级构筑物、系统和部件所在区域流至安全级构筑物、系统和部件所在区域的潜在路径。

(9) 识别并描述用于缓解内部水淹影响的设计措施（如排水系统、地坑泵等）。这些措施应是安全级的，以确保提供足够的时间实施安全停堆功能。只有抗震类系统才能被假设可以缓解非抗震类系统造成的内部水淹影响。在描述任何安全级结构的水淹防护措施时，都必须依赖于一个永久可靠的排水系统，以消除地下水的影响。对该排水系统描述的具体要求如下。

(a) 应提供排水系统的总体描述，包括所有主要的子系统信息。该排水系统应设计成安全级系统，并符合单一故障准则要求。

(b) 应描述每个子系统功能要求和设计基准，以及基于此设计基准确定的系统运行参数。

(c) 论证排水系统满足设计基准要求，能够承受预计运行事件和设计基准事故的影响，在假想单一故障事件同时丧

失厂外电工况下仍能够执行其安全功能。应根据管道的布置、阀门的类型与位置、各系统部件的冗余配置、供电系统的冗余配置、驱动信号系统的冗余配置、仪控系统的冗余配置等来评估排水系统抵御单一故障的防护能力；并论证排水系统措施足以抵御管道破裂和飞射物所带来的影响。

(d) 应描述试验与检查规程，用于检验系统的排水能力和可靠性，同时系统应具备必要的仪控系统。

3.4.3 分析规程

应描述计算设计基准洪水或地下水作用于抗震 I 类结构的静力与动力效应的方法和步骤，这些抗震 I 类结构应可抵御外部水淹。对于每一处可能受水淹影响的抗震 I 类结构，应概述设计基准水淹条件下的静力与动力载荷，包括考虑的静水压力载荷、等效动水载荷和同时发生的风载以及其他对地基特性有影响的动力与静力作用效应（见安全分析报告第 2.5 节）。

应描述所有用于模拟分析水工结构性能的物理模型。

3.5 飞射物防护

3.5.1 飞射物的选择和说明

3.5.1.1 内部产生的飞射物（安全壳外）

对于执行达到和保持安全停堆工况或减轻事故后果的功能所必需的构筑物、系统（或系统的某些部分）及部件，申请者应确定其能防护核动力厂内部产生的飞射物所带来的危害。HAD102/04《核动力厂内部危险（火灾和爆炸除外）的防护设计》提供了相应指导。申请者应考虑与旋转部件的超速故障（如电动泵和风机）、高压系

统部件故障和重力有关的飞射物（例如由于较重载荷的吊运过程中的坠落）。设计基准应考虑在所有正常运行、预计运行事件以及假想事故工况期间，能保证连续安全运行或停堆。

对于安全壳外的安全级构筑物、系统和部件，本节应描述内部飞射物防护的下述内容：

- （1）构筑物、系统和部件的位置；
- （2）适用的安全分级（这些资料可参考安全分析报告 3.2 节）；
- （3）在安全分析报告有关章节中提供这些物项的描述，包括可用的图纸或管道和仪表系统图；
- （4）确定须防护的飞射物、飞射物的来源及选择分析的依据；
- （5）飞射物的防护措施；
- （6）在 PSAR 阶段，应给出构筑物、系统和部件对已选定的内部产生的飞射物的防撞击能力的初步评估结论；在 FSAR 阶段，应给出构筑物、系统和部件对已选定内部产生的飞射物的防撞击能力的分析评价结果。

3.5.1.2 内部产生的飞射物（安全壳内）

申请者应明确安全壳内必须防护内部飞射物的所有构筑物、系统和部件。这些构筑物、系统和部件发生故障可能会导致发生厂区或厂外放射性污染的后果，或者这些构筑物、系统和部件是在单一故障条件下为安全停堆到冷停堆状态所必须的那些物项。申请者应阐明与以下情况相关的可信飞射物：与旋转部件的超速故障相关的飞射物（如泵、风机、压缩机）、与高压系统部件一次和二次失效有关的飞射物（如反应堆压力容器、蒸汽发生器、稳压器、堆芯补水水箱、安注箱、反应堆冷却剂泵泵壳、非能动余热排出热交换器、

阀门等)、与控制棒驱动机构的外壳失效以及安全壳内氢爆和重力效应有关的飞射物(如由于较重载荷的吊运过程中的坠落,以及坠落物碰撞高能系统产生的二次飞射物)。

对于安全壳内部需防护内部飞射物的安全级构筑物、系统和部件,申请者需提供以下资料:

- (1) 构筑物、系统和部件的位置;
- (2) 须防护的飞射物来源及选择依据;
- (3) 防飞射物的保护措施(如依据实体屏障或通过冗余布置、实体隔离或独立布置等措施进行防护的构筑物、系统和部件);
- (4) 在 PSAR 阶段,应给出构筑物、系统和部件抵御所选定内部飞射物撞击的初步分析评估结论;在 FSAR 阶段,应给出构筑物、系统和部件抵御所选定的内部飞射物的分析评价结果。

3.5.1.3 汽轮机飞射物

申请者应提供下列资料,以阐明安全级的构筑物、系统和部件有充分的保护措施以防护潜在的汽轮机飞射物。

(1) 应指出相对于安全壳和其他安全级的构筑物、系统和部件,汽轮机的布置和朝向是有利还是不利的。有利的汽轮机布置是安全壳和全部或几乎全部的位于安全壳外的安全级的构筑物、系统和部件没有布置在低弹道轨道线危险区内。本节应提供下列内容说明汽轮机的方位(也可参考其他章节的内容),包括位置和朝向:

- (a) 明确标明汽轮机和安全壳位置的核动力厂布局尺寸图(平面图和立面图);
- (b) 屏障(包括结构墙)的材料强度和厚度;
- (c) 依据位置、冗余性和独立性准则确定的安全级的构筑物、

系统和部件；

(d) 核动力厂附近的所有汽轮机发电机组（现在和将来）；

(e) 汽轮机的定量描述，包括转轴、转子/叶轮/叶片、蒸汽阀的特征、转速和与飞射物分析有关的汽轮机内部构件；

(f) 当需要采取屏障防护时，假设飞射物的说明应包括飞射物的尺寸、质量、形状、以及在假想汽轮机故障中发生设计超速和破坏性超速时的射出速度（估算所考虑的每个汽轮机飞射物射出速度和识别旋转方向的方法描述）。

(2) 汽轮机飞射物产生概率计算的分析方法和计算结果。

(3) 确保飞射物产生概率低到可接受水平的在役检查和试验大纲的描述。

(4) 在汽轮机失效时，用于构筑物、系统和部件防飞射物的任何屏障（或作为屏障的结构）的结构稳定性说明。

3.5.1.4 龙卷风和极端风产生的飞射物

应确定由于高速强风如龙卷风、飓风和其他极端风所产生的所有飞射物。对于选定的飞射物，应详细说明该飞射物来源（包括高于核动力厂厂坪标高的高度）、尺寸、质量、能量、速度、轨迹及确定飞射物穿透力所需的其他参数。

3.5.1.5 厂址附近的飞射物（不包括飞机坠毁）

应基于安全分析报告第 2.2.1~2.2.3 节识别和鉴定的附近工业、运输及军事设施（不包括飞机坠毁）及其活动的特性和程度，确定厂址附近事故爆炸引起的所有飞射物源。包括与厂址有关的下列飞射物源：

(1) 火车爆炸（包括火车自身运动带来的效应）；

- (2) 卡车爆炸;
- (3) 船舰或驳船的爆炸;
- (4) 工业设施(加工、储存、使用或运输各种不同的材料);
- (5) 管道的爆炸;
- (6) 军事设施。

应确定所有可能产生潜在不可接受的飞射物破坏的构筑物、系统和部件(将在安全分析报告第 3.5.2 节列出),并估计飞射物撞击核动力厂薄弱关键区域的概率。如果某一飞射物撞击薄弱区的概率超过了 $1E-7$ /年的数量级,应说明飞射物的情况,包括尺寸、形状、重量、能量、材料特性及运行轨迹,以及飞射物对构筑物、系统和部件产生的影响。

3.5.1.6 飞机的危害

应针对下列内容进行飞机危害性分析:

- (1) 在核动力厂4公里范围内经过的航线或起落通道;
- (2) 厂区10公里范围内的机场;
- (3) 厂区16公里范围内,每年设计起落大于 $193d^2$ 次的机场和16公里范围外设计年起落大于 $386d^2$ 的机场(这里的d是以公里为单位的离厂区的距离);
- (4) 厂区30公里范围内的军事设施或轰炸演习区之类的空域,它们可能会对核动力厂的安全运行构成威胁。

对核动力厂的危害可分为造成结构损坏的事故和引起火灾的事故,这些分析应基于预计飞机交通量、2.2 节提供的飞机事故的统计资料、以及依据安全分析报告 3.5.2 节描述构筑物、系统和部件的关键部位。

飞机危害性分析应估计出飞机危害的年发生概率，根据厂址条件，结合我国规范标准进行分析。核动力厂设计应考虑到可能产生的放射性后果超过 HAD101/04《核电厂厂址选择的外部人为事件》条文规定的考虑 $1E-7$ 导致大规模放射性释放的筛选准则，并满足该导则附录 I.1.3 设计基准飞机坠毁的相关要求。应提供并论证作为设计基准撞击事件而选定的飞机，包括飞机尺寸、质量（包括沿飞机长度方向的变化）、能量、速度、轨迹和能量密度。应在 FSAR 3.5.3 节中提出作用在结构上的最终加载曲线。

用于分析的所有参数均应有明确的说明。如果给定的参数是一个取值范围时，则应明确指出具体取值，并采用最保守值。应阐明所有假定的合理性。

3.5.2 外部飞射物的防护

申请者应依据 HAD101/04 和 HAD101/11 确定须防护外部飞射物的构筑物、系统和部件。这些构筑物、系统和部件是指为确保核动力厂安全停堆或其发生故障时可能产生严重放射性后果的物项。如果飞射物将妨碍预期的安全功能，则构筑物（或部分结构部位）、系统（或系统的一部分）及部件应能防外部飞射物。非安全级的构筑物、系统和部件需与安全级的构筑物、系统和部件充分隔离，防止任何非安全级的构筑物、系统和部件的失效影响安全级的构筑物、系统和部件的预期功能。应阐明采用防护结构或屏障能抵抗很低概率飞射物撞击，充分保护上述安全级的构筑物、系统和部件。应考虑飞射物须在第 3.5.1 节中明确。防护结构和屏障应在核动力厂的平面布置图与立面图以及在系统和部件的分级表上标明。

3.5.3 屏障设计程序

应依据适用的法规标准提供下列关于抵抗前述飞射物危害的每一防护结构或屏障的设计资料：

(1) 计算冲击区局部破坏的方法，包括贯入深度的估计；

(2) 计算防止贯穿的屏障厚度的方法；

(3) 计算混凝土屏障由于剥裂和碎甲而产生二次飞射物的可能性的方法；

(4) 计算屏障及其各部分对飞射物冲击的整体反应所采用的方法，包括可接受的延性比的假定以及飞射物冲击力在屏障中所引起的力、弯矩及剪力的估计。

3.6 与假想管道破裂相关的动力效应的防护

申请者应描述在安全壳内外假想管道破裂导致的喷射流、反作用力及管道甩击的影响下，用于确保安全壳以及安全壳内外的所有重要设备（包括反应堆冷却剂压力边界的部件）都得到充分保护所采用的设计基准和设计措施。

3.6.1 核动力厂抗安全壳外流体系统假想管道损坏的防护设计

申请者应该描述安全壳外高能和中能流体管道失效的防护设计，以保证这种失效不会引起安全重要系统失去必要的功能，并确保即使发生这种失效事件时核动力厂也能安全停堆。下述为推荐的防护措施。

(1) 识别位于中高能管道系统附近，且易受这些管道失效影响的安全重要或停堆重要的系统或部件：

(a) 将识别过程与根据 3.6.2 节预先确定的管道失效位置关联起来，并给出标有失效位置的典型管系图；

(b) 识别出部件可能仍需运行的工况；

- (c) 给出保护上述识别出的系统和部件所采用的设计方法。
- (2) 给出高能和中能管道清单，包括：
- (a) 当管系布置提供了所要求的保护时，对所有此类管系的布置进行说明；
- (b) 对用于保护附近重要系统或部件的结构和隔间的设计基准进行说明；
- (c) 当隔离或屏蔽都不适用时，对保证安全设施可运行性的布置进行说明。
- (3) 给出失效模式和影响分析，来证明高能和中能管道失效不会影响核动力厂安全停堆的能力，包括如下信息。
- (a) 对考虑的失效形式和破口位置（如管道环向破裂或纵向破裂、贯穿裂纹、泄漏裂纹），以及失效相关的动态效应（如管道甩击、喷射流冲击）进行识别和确定。还应该考虑二次飞射物的潜在影响。
- (b) 进行下列内容的分析时所作假设的说明：
- 厂外电源的可用性；
 - 用于缓解管道失效后果的系统中发生单一能动部件故障；
 - 对某些双重用途系统所作的特殊规定；
 - 对缓解管道失效后果的可用系统的使用。
- (c) 对非抗震 I 类系统中的管道失效对于重要系统和部件影响的说明，假设单一能动部件故障和丧失厂外电同时发生。
- (d) 对管道破裂的环境效应的说明（如温度、湿度、压力、

喷湿、水淹等），包括蒸汽环境向其他房间或隔间的潜在转移，以及对重要电气设备和仪表功能特性的后续影响。

(e) 说明假想失效对主控室可居留性的影响，以及对事故后运行的安全控制重要区域可达性的影响。

3.6.2 假想管道破裂的破口位置和动力学效应的确定

对于安全壳内及安全壳外的高能和中能管道，申请者应描述：用于确定假想破口和裂纹的位置和形状的准则；用于确定在管道破裂位置上的喷射流的反推力和作用在附近安全级的构筑物、系统和部件上的喷射流的冲击载荷时所采用的方法；管道甩击约束件、喷射流冲击屏障和屏蔽，以及护管的设计准则。在 PSAR 阶段，申请者应给出当前的设计资料（有代表性的或包络数据）。申请者应该在 PSAR 中提出一种恰当的方法，来确保竣工核动力厂与申请建造许可证过程中所审查过的设计的一致性。

3.6.2.1 用于确定破口和裂纹位置和形状的准则

对于无法实现隔离或者包容的高能和中能管道系统中的假想破口和假想裂纹，申请者应给出用于确定其位置和形状的准则。就安全壳贯穿区管道来说，除上述要求的材料以外，申请者应提供标识所有工艺管道焊缝、焊缝的在役检查通道、固定点和几何不连续点的安全壳贯穿区的详细资料。申请者应论述确定管道破口和裂纹的位置和形状标准的执行情况，并提供假设的设计基准破口和裂纹的数量和位置。该论述还应包括每一假想设计基准破口位置处的假想破裂方向（比如环向和/或轴向破裂）。

3.6.2.2 护管组件的设计准则

申请者应详细描述用于安全壳贯穿区管道的防护组件或护管（护管是一种将某些安全壳双重屏障间的空间增压限制在可接受水平的装置）。申请者应论述这样的防护组件是否能提供安全壳延伸部分的功能，是否能防止超压，或者是否两者都能实现。申请者应确定限矩（限制力矩）式约束件用在了管道端部或防护组件内的哪一位置，并给出防护组件内工艺管道、封板和波纹管膨胀接头，以及和组件一起使用的护管的设计准则。此外，申请者应描述提供通道的方法，以及允许对防护组件内所有工艺管道焊缝进行定期检查的通道开孔的位置，该定期检查是核动力厂在役检查大纲要求的（对于规范 1 级部件，参考安全分析报告 5.2.4 节；对于规范 2 级和 3 级部件，参考安全分析报告 6.6 节）。申请者应论述与防护组件或护管相关的设计准则的执行情况，包括它们的最终设计以及用于检查这些防护组件内部所有工艺管道焊缝的通道开孔布置，该检查是指为了满足核动力厂在役检查大纲的要求所进行的检查。

3.6.2.3 确定力函数和响应模型的分析方法

申请者应描述在管道甩击动态分析中确定力函数的分析方法。该描述应该包括方向、推力系数、上升时间、大小、持续时间，以及能充分反映喷射流动态效应和系统压差的初始状态。管道约束回弹效应也应适当地考虑在内。申请者应给出用于动态响应分析中的典型数学模型图，并给出及验证所有采用的动态放大因子是合理的。还应该包括管道甩击动态分析方法的实施过程，以证明包括喷射流推力和冲击函数，以及管道甩击动态效应在内的分析结果是可以接受的。

3.6.2.4 验证完整性和可运行性的动态分析方法

申请者应描述包括喷射流膨胀模型在内的分析方法，该方法用于评估由假想高能管道破裂对附近构筑物、系统和部件的喷射流冲击效应和载荷效应。此外，申请者还应提供用于验证在假想管道破口载荷作用下受影响的构筑物、系统和部件的完整性和可运行性的分析方法。对于包含防甩击约束件在内的管道系统，申请者在给出所采用的典型约束件结构描述的同时，还应给出约束件的载荷组合和设计准则。申请者应论述用于验证受影响的构筑物、系统和部件的完整性和可运行性的动力学分析方法的实施过程，并应证明这些构筑物、系统和部件设计是适当的，以确保在管道甩击或喷射流冲击载荷作用下不会削弱预定的设计功能，导致其完整性或可运行性降至不可接受的水平。

3.6.2.5 特殊措施的应用准则

申请者应论述特殊措施的应用准则，比如补充的在役检查大纲或特殊防护装置（如管道防甩击约束件）的使用。该论述应该包括表示每个管道系统中与破裂位置相关的这些特殊措施的最终结构、安装位置和朝向的示意图。

3.6.3 破前漏（LBB）评价程序

申请者应该描述在某些管道设计基准中免除破裂动态效应所用的分析，并证明在符合管道设计基准的条件下，管道破裂的可能性非常低。申请者应充分考虑可能损害管道完整性的直接和间接的管道失效机理和其他的劣化来源。申请者应给出的信息包含以下几点。

（1）采用 LBB 评价的管道系统的相关信息一览表，包括：

（a）管道的竣工材料（包括母材、焊材、接管和安全端所用的材料）类型和技术规格书；

(b) 管道材料属性或数据来源;

(c) 在焊接中使用的焊接工艺/方法 (如埋弧焊)。

在和 PSAR 一起提交的 LBB 分析中, 可以采用具有代表性的相关资料以及相关的技术规格书。申请者应该在 PSAR 中提出一种合适的方法, 来确保竣工核动力厂的最终状态与申请建造许可证过程中审查过的设计保持一致。

(2) 每个管道系统的设计基准载荷的说明, 包括下列信息。

(a) 管道几何结构竣工图纸 (例如管道轴测图) 的规定。支承的位置和特征 (如间隙), 以及分析节点的确认。在 PSAR 阶段可以提交设计管道等轴图。申请者应该在 PSAR 中提出一种合适的方法, 来确保竣工核动力厂的最终状态与申请建造许可证过程中审查过的设计保持一致。

(b) 阻尼器的可靠性。

(c) 施加载荷的来源 (如热胀、自重、地震和抗震锚固件位移)、类型 (如力、弯矩和扭矩) 和大小, 以及不同载荷的组合方法。

在 PSAR 阶段可以提交设计管道等轴图和分析报告。申请者应该在 PSAR 中提出一种合适的方法, 来确保竣工核动力厂与申请建造许可证过程中审查过的设计保持一致。

(3) 确定性断裂力学分析。该分析应该确定应力和母材、焊接件及安全端的材料特性的最不利组合的位置, 并且应该假设在这些位置处产生贯穿的泄漏裂纹。该分析应该证明: 在不同的载荷组合条件下, 该泄漏裂纹相对于临界裂纹尺寸有足够的安全裕度; 该泄漏裂纹的扩展是稳定的; 最终裂纹尺寸受到限制, 以确保不会发生管道双端断裂。

(4) 泄漏率评估。证明来自泄漏裂纹的泄漏率和泄漏率监测系统的监测能力之间有足够裕度。该评估应该证明泄漏率监测系统有足够的可靠性、冗余度和灵敏性，在不可识别泄漏的监测中能够提供足够的裕度。

(5) 应证明由不利的流动状态和水化学引起的侵蚀、侵蚀/腐蚀及侵蚀/点蚀所造成的劣化不是造成管道破裂的潜在因素。

(6) 可能产生水锤效应的系统评估。证明在核动力厂的整个寿期内，由这种机理引起的管道破裂在预先选定的管道系统中不可能发生。申请者应该确定历史水锤频率、操作程序和条件，以及用在评估中的设计变更（例如 J 型管、真空断路器和管道增压泵）。

(7) 蠕变和蠕变-疲劳评估，以及在整个系统运行温度的范围内，管道材料不易产生脆性开裂类型失效的证明。

(8) 管道的抗腐蚀性证明。确定改善管道抗腐蚀性所采用的措施，如运行条件（如水化学、流速、运行温度和蒸汽品质等）的修正和设计变更（如更换管道材料）。

(9) LBB 评价中的管道系统没有疲劳开裂或失效历史的证明，包括：

(a) 由热疲劳和机械疲劳引起的管道破口不可能发生的证明；

(b) 由于高温和低温流体充分混合，不会导致产生显著循环热应力的证明；

(c) 不会发生振动诱发的疲劳开裂或失效的证明。

(10) 下列间接管道失效机理发生可能性极小的证明：

(a) 地震事件；

(b) 由人为失误造成的系统超压；

- (c) 火灾;
- (d) 水淹造成机电控制系统故障;
- (e) 设备故障产生的飞射物;
- (f) 设备移动造成的损坏;
- (g) 管道附近的构筑物、系统和部件的失效。

(11) 所有针对应用 LBB 的管道系统的在役检查大纲的描述。

(12) 管道和焊接材料对应力腐蚀开裂〔如一回路冷却剂环境应力腐蚀开裂 (PWSCC), 晶间应力腐蚀开裂 (IGSCC) 和穿晶应力腐蚀开裂 (TGSCC)〕不敏感的证明。

3.7 抗震设计

3.7.1 抗震设计参数

应提供关于抗震设计参数 (设计地震动、阻尼比、抗震 I 类构筑物的地基参数) 的描述。这些设计参数用于抗震 I 类构筑物、系统和部件在设计基准地震动 (即运行安全地震动 SL-1, 极限安全地震动 SL-2) 下的抗震分析。抗震设计参数应满足 HAD102/02、GB 50267《核电厂抗震设计标准》及 GB 17741《工程场地地震安全性评价》的相关技术要求。

3.7.1.1 设计地震动

应依据厂址的地震活动性和地质条件, 确定施加在结构和土结相互作用系统上的地震动输入 (如: 地震动加速度反应谱、地震动加速度时程、速度时程或位移时程) 和作用基准点, 用于抗震 I 类构筑物、系统和部件的地震反应分析。

3.7.1.1.1 设计地面运动反应谱

应提供与 PSAR 第 2.5 节中相一致的 SL-1 和 SL-2 的设计基准地

震动加速度反应谱，并明确反应谱的作用基准点，所提供的反应谱的阻尼比一般可取 5%。一般应提供自由场厂坪标高或基础标高处的加速度反应谱（后者可由土结相互作用系统基础底部地震动加速度时程得到）并与设计反应谱的比较。由时程计算得到的反应谱，其频谱范围、控制点数、频率增量应满足规范要求，且反应谱频率范围应涵盖对构筑物、系统和部件的地震反应有影响的结构自振频率。设计极限安全地震动水平向加速度反应谱零周期加速度值不得小于 0.15g。

如果采用的是标准设计反应谱，应提供具有相同阻尼比的厂址特定反应谱与标准设计反应谱的对比图（阻尼比一般取 5%），标准设计反应谱应包络工程场地地震安全性评价确定的相应水准的厂址设计基准地震动反应谱。此外，还应提供用于抗震 I 类构筑物、系统和部件设计的各阻尼比反应谱的计算过程，以及单组时程法所需要的目标功率谱密度（PSD）的计算过程。

3.7.1.1.2 设计地震动时程

应描述与目标反应谱相匹配的地震动时程的生成方法，一般可以采用基于厂址地震背景及场地条件相近的实测强震动记录调整或三角级数等其他数学方法生成。设计地震动时程可以是单组或者多组，每组应包括两个正交水平向和一个竖向。应说明竖向地震动加速度峰值与水平地震动加速度峰值的比值，并满足规范要求。

加速度时程的傅里叶相位谱在 $0 \sim 2\pi$ 范围内均匀随机分布。设计时程的加速度反应谱应能包络不同阻尼比的目标反应谱，反应谱的频率范围、控制点数、谱值误差应满足规范要求。应说明时程的时间间隔、强震动持续时间、总持续时间。应提供地震动时

程间的互相关系数，并满足规范要求。

对于采用基于功率谱调整加速度时程的单组时程法，应提供由拟合地震动时程计算得到的功率谱幅值与目标反应谱功率谱幅值（80%）的包络对比图，频段及包络性应满足规范要求。对于采用基于反应谱调整加速度时程的单组时程法，应满足 GB 50267 的相关技术要求。

对于多组时程法，应说明时程组数及同一方向反应谱平均值与相应阻尼比目标反应谱的包络情况。

应提供三分量的地震动加速度、速度、位移的时程曲线，以及相应的加速度反应谱与目标反应谱在不同的多个阻尼比下的对比图、各频率控制点反应谱值的误差列表。

3.7.1.2 阻尼比

针对 SL-1 和 SL-2，应提供抗震 I 类构筑物、系统和部件以及土体的阻尼比。对于贮液容器液体晃动的情况，还应说明液体晃动分析所采用的阻尼参数。

3.7.1.3 抗震 I 类结构的地基

应对各抗震 I 类结构的地基进行说明，包括基础埋入深度、覆盖土层厚度、岩土介质成层特性、结构基础尺寸、结构总高度及各层土体的力学参数（如剪切波速、剪切模量、压缩波速、弹性模量、泊松比、密度、剪切模量比-应变曲线、阻尼比-应变曲线等）。应利用上述参数，评估所采用的土结构相互作用分析方法及分析模型的适宜性。

3.7.2 抗震系统分析

应论述抗震 I 类构筑物、系统和部件的抗震系统分析。抗震系

统分析应满足 HAD102/02、GB 50267 的相关技术要求。

3.7.2.1 抗震分析方法

对于所有的抗震 I 类构筑物、系统和部件，应确定和描述所采用的抗震分析方法（如反应谱分析法、模态时程分析法、直接积分时程分析法、复频反应时程分析法、等效静力法）。应说明动力系统分析方法是如何考虑基础扭转、摆动和平动的。应指出哪种分析方法应用于抗震 I 类和非抗震 I 类构筑物、系统和部件的抗震分析。应该描述用于分析的土-结构相互作用系统模型及其分析方法。还应当说明地震动力分析中确定支承间最大相对位移的方法。

应说明抗震动力分析中其他效应的影响，比如，动水效应和非线性反应。如果采用试验或经验方法代替抗震 I 类构筑物、系统和部件的分析，应提供试验程序、载荷大小和接受准则。进行非线性分析时，应提供考虑构筑物、系统和部件非弹性或非线性特性参数的具体信息。

3.7.2.2 自振频率和反应

当进行模态时程分析或反应谱分析时，应提供模态属性（自振频率、振型参与系数、振型、模态质量和累积质量百分比）。对于所有抗震系统分析（模态时程分析和反应谱分析），应提供主要抗震 I 类构筑物的地震反应（节点最大绝对加速度、相对于基础底板顶部的最大位移）。此外，应提供由系统动力反应分析生成的主要抗震 I 类设备标高处和支承点处的结构楼层反应谱。

3.7.2.3 建模采用的方法

应描述用于抗震 I 类构筑物的模型类型（有限元模型、集中质量杆模型、混合模型等），包括用于抗震系统分析建模的标准和方

法，并说明在抗震系统分析中如何模拟基础的扭转、摆动和平动。应说明用于确定部件或结构作为系统分析的一部分进行分析还是作为一个子系统进行独立分析的标准和根据。

3.7.2.4 土-结构相互作用

应提供控制运动是如何确定的及其输入大小和输入位置，以及抗震系统分析中所采用的土-结构相互作用分析的建模方法及其依据。本节应包括以下信息：（1）埋置深度；（2）基岩以上土的深度；（3）土层的分层；（4）与每层场地土柱的应变相关的剪切模量（衰减曲线和滞后阻尼比的关系）。如适用，应规定当考虑应变相关土壤特性（比如，滞后阻尼、剪切模量和孔隙压力）及分层，生成自由场地面运动的场地反应分析的程序和方法，以及在土-结构相互作用分析中考虑土特性不确定性时如何采用土的特性。应说明用于土-结构相互作用分析的上、下边界之间迭代土特性如何与自由场分析生成的土特性保持一致（如有需要，参见安全分析报告第3.7.1.3节）。此论述应指定地基模型的类型（集中土弹簧模型、有限单元模型等）。如采用有限单元模型，应指定确定适用于分析模型的底部和侧面边界位置的标准。还应指定用于考虑土-结构相互作用分析中相邻构筑物对结构反应的影响（通过土-结构-结构相互作用）的方法。

如有必要在地基模型边界施加一个激励力函数模拟地震运动以进行土-结构系统的动力分析，应论述生成激励力函数系统的理论和方法，以使自由场土的反应运动与设计地面运动一致，并且边界效应不影响土-结构相互作用分析。

本节应阐述与应变相关的土壤特性、埋置效应、土分层和土壤

特性的不确定性在分析中是如何考虑的。如果采用集中弹簧-阻尼器方法，应解释计算土弹簧的原理及方法，选用此方法对于特定厂址条件的适用性，包括用于土-结构相互作用分析的参数选取。此外，应说明对于反应的不同振型，集中弹簧-阻尼器模型如何考虑与频率相关的土特性。

此论证应包括土-结构相互作用分析的其他方法或不采用土-结构相互作用分析的依据。

3.7.2.5 楼面反应谱的生成

应论述考虑地震运动两个水平方向和一个竖直方向共三个分量生成楼面反应谱的步骤、基本原理和论证。如果使用单组人工时程分析方法生成楼面反应谱，应论证峰值拓宽的要求和应用。如果应用多组时程生成楼面反应谱，则应提供考虑参数不确定性所采用方法的依据。如果采用模态反应谱分析方法生成楼面反应谱，则应提供其保守性以及与时程分析法等效的依据。

3.7.2.6 地震运动的三个分量

应当说明确定构筑物、系统和部件的地震反应时，考虑地震运动三个分量所用的组合方法。

3.7.2.7 不同模态反应的组合

当采用模态时程分析方法或反应谱分析法计算构筑物、系统和部件的地震反应时，应阐述组合各模态反应（剪力、弯矩、应力、变形和加速度）的方法，包括具有密集频率的模态。此外，应说明所考虑的频率范围，包括组合模态反应时应考虑足够的高频振型。

3.7.2.8 非抗震 I 类构筑物与抗震 I 类构筑物的相互作用

此节应阐述所有核动力厂构筑物（抗震 I 类、抗震 II 类和非抗

震构筑物)的位置,包括构筑物之间的距离及各构筑物的高度。在抗震 I 类构筑物或其部分结构的抗震设计中,应提供用于考虑非抗震 I 类(抗震 II 类和非抗震类)构筑物或其部分结构地震运动影响的设计准则。对于其损坏会影响构筑物、系统和部件的安全功能或导致控制室人员无能力胜任工作的损伤的非抗震 I 类结构应说明其抗震设计。此外,应阐述用于确保抗震 I 类构筑物不受非抗震 I 类构筑物因地震作用发生结构损坏的影响的设计准则。

3.7.2.9 参数变化对楼面反应谱的影响

此节应阐述在考虑结构特性、阻尼值、土体性质和土-结构系统建模等不确定性对楼面反应谱和时程影响时,所采用的设计方法和程序。

3.7.2.10 竖向静力系数的应用

只有适用时,才能采用等效静力载荷系数方法确定抗震 I 类构筑物、系统和部件抗震设计中的竖向反应载荷,以代替竖向抗震系统动力分析生成的反应载荷。在应用这种方法时,应先鉴别其适用范围,并证明其合理性。

3.7.2.11 考虑扭转效应的方法

应阐述抗震 I 类构筑物抗震分析中考虑扭转效应的方法,包括论证采用静力系数方法或其他近似方法来代替垂直、水平、扭转组合的系统动力分析,以考虑抗震 I 类构筑物在抗震设计中的扭转加速度,并证明其合理性。此外,应阐述各抗震 I 类构筑物在考虑由于偶然事故导致偏心,此时,分析其产生的扭转效应时所采用的方法。

3.7.2.12 反应的比较

当采用反应谱分析和时程分析两种方法时，应提供两种方法在典型抗震 I 类构筑物所选点的反应分析结果，并进行比较。

3.7.2.13 坝的抗震分析方法

应当阐述抗震 I 类堤坝抗震分析所用的分析方法和程序，包括假定条件、数学模型、边界条件、分析方法、动水效应和考虑地基的应变相关材料特性时所采用的分析程序。

3.7.2.14 确定抗震 I 类构筑物的动力稳定性

应阐述确定抗震 I 类构筑物动力稳定性（倾覆、滑移、漂浮）的动力方法和程序。

3.7.2.15 阻尼分析程序

应阐述用于说明土-结构相互作用系统模型中在确定不同单元阻尼时所采用的分析程序。

3.7.2.16 抗震 I 类直埋管道、管廊和隧道

本节应描述考虑地震对直埋管道、管廊、隧道影响的抗震分析准则和方法。这些准则和方法包括土体介质的可塑特性，动压力，地震波传播，地震引起的沉降以及支承点、贯穿件，以及进入不同结构的锚固接入点处的运动差。

3.7.3 抗震子系统分析

本节涵盖与土建结构相关的子系统，例如平台、框架、堤防、地上储罐或其他类似系统。本节以外的机械子系统（比如管道、机械设备，以及核蒸汽供给系统）的抗震分析在本文件 3.9.2 节描述。

3.7.3.1 抗震分析方法

本节应描述用于抗震 I 类子系统抗震分析的方法。申请者应提供本文件 3.7.2.1 节要求的信息，并将其用于抗震 I 类子系统。描

述中应包括分析中所使用的等效静力载荷法的基准（或适用的前提条件），如果适用的话，应说明确定等效静力载荷的方法。

3.7.3.2 建立分析模型的流程

本节应提供抗震子系统建模的准则和流程。申请者应确认本文件 3.7.2.3 节中描述的用于确定一个设备或结构是否应作为一个子系统单独分析的准则和基准。

3.7.3.3 阻尼的分析流程

本节应提供本文件 3.7.2.15 节要求的信息，但只提供适合于抗震 I 类子系统的信息。

3.7.3.4 地震运动的三个分量

本节应提供本文件 3.7.2.6 节要求的信息，但只提供适合于抗震 I 类子系统的信息。

3.7.3.5 模态响应的组合

本节应提供本文件 3.7.2.7 节要求的信息，但只提供适合于抗震 I 类子系统的信息。

3.7.3.6 竖直方向常数静力因子的使用

本节应提供本文件 3.7.2.10 节要求的信息，但只提供适合于抗震 I 类子系统的信息。

3.7.3.7 地上储罐的抗震分析方法

申请者应提供所考虑水力载荷、储罐柔性、土壤-结构相互作用及其他相关参数的抗震 I 类地上储罐抗震分析的抗震准则和分析方法。

3.7.4 地震仪表

本节应描述所采用的用于监测地震响应的仪表系统。

3.7.4.1 与 GB 50267 和 HAD102/02 等相关法规标准的比较

本节应描述所采用的地震仪表，并与相关法规标准（如 GB50267 第 10 章“地震监测与报警”中的地震仪表设置、HAD102/02 的第 5 章“地震仪表”等）中的要求作比较。如与相关法规标准要求不一致，应说明其理由或依据。

3.7.4.2 仪表的位置及描述

本节描述地震仪表的安装位置，包括三轴向峰值加速度计、三轴向时程加速度计和三轴向反应谱记录仪等仪表。这些仪表安装在自由场及选定的抗震 I 类建筑物和部件上。描述中应明确所选择仪表类型及其安装位置的选择依据，并应论证所述仪表在地震后的抗震分析验证中的验证范围。

3.7.4.3 提供给控制室操纵员的信息

本节描述在地震发生后能在较短时间内，将地震峰值加速度水平、累积绝对速度和输入反应谱值提供给控制室操纵员所需遵从的规程。当超过某些预定值时会触发地震仪表记录向控制室操纵员的传送，本节应明确给出确定这些预定值的依据。

3.7.4.4 地震后响应

本节应描述地震后响应程序，主要内容包括地震前计划和地震后核动力厂操纵员即时行动，以及震后其他处置（如震后巡查、地震动评价和核动力厂恢复运行要求等），并说明其与 HAD102/02 第 5 章或其他适用法规标准的一致性与合理性。

3.7.4.5 仪表监督

本节应说明与仪表可操作性及可靠性有关的仪表监督要求和试验、校准要求。

3.7.4.6 设计方案的设施

即便详细的地震仪表实施方案尚未确定，申请者也应提供足够的相关细节信息，使得审查人员能够评估设计方案实施的适宜性。

3.8 抗震 I 类结构设计

针对建造期间安全重要构筑物重大设计变更或重要不符合项及建造事件的处理，在 FSAR 阶段应补充描述。

3.8.1 混凝土安全壳

本节应提供有关混凝土安全壳以及钢/混凝土安全壳的混凝土部分的下列资料：

- (1) 结构的描述；
- (2) 适用的规范、标准及技术规格书；
- (3) 载荷及载荷组合；
- (4) 设计和分析程序；
- (5) 结构的验收准则；
- (6) 材料，质量控制程序和特殊的施工技术；
- (7) 试验和在役检查程序，包括控制节点。

3.8.1.1 安全壳的描述

应通过提供混凝土安全壳或钢/混凝土安全壳的混凝土部分的具体描述，包括平面图和剖面图，来确定主要的结构方面及赖以完成安全壳功能的部分。描述应提供混凝土安全壳或钢/混凝土安全壳的混凝土部分的几何形状，包括不同标高上的平面图和至少在两个正交方向上的剖面图。应描述安全壳的布置以及与周围结构和其内部隔间的相互关系和相互作用。应描述安全壳钢衬里的总体布置、形状、材料，以及其与安全壳其他结构的连接方式。还应该解释在

承受设计载荷时这些结构对设计边界条件和预计的安全壳结构性状产生的影响。应就下述内容进行一般说明。

(1) 基础底板，包括配筋，锚固和加强系统，以及锚固内部结构的方法。

(2) 安全壳筒壁，包括主要配筋、预应力钢束、钢衬里，及其锚固和加强系统，如扶壁柱等；主要贯穿件及其周围的加筋；贯穿安全壳墙体上的主要结构附件或支承外部结构的安全壳结构墙上的附件。

(3) 穹顶及环梁（如果有的话），主要的受力钢筋和预应力钢束；它的锚固系统及加强系统；以及从内部连接的主要附属构件。

(4) 所用的结构特点，如安全壳换料的密封和排放，相邻结构单元的抗震缝，岩锚，地下排水系统及安全壳沉降监测系统。

抗压而无结构混凝土背衬的混凝土安全壳的钢构件，应在安全分析报告 3.8.2 节提供论述。

3.8.1.2 适用的规范、标准和技术规格书

应提供用于安全壳的设计、制造、施工、试验以及在役检查的设计规范、标准、技术规格书、法规、通用设计准则，管理导则以及其他工业标准。应指明各文件规定的具体版本、日期或补遗。

3.8.1.3 载荷及载荷组合

应说明安全壳设计中所采用的载荷与载荷组合，重点是与 HAD102/06《核动力厂反应堆安全壳及其有关系统的设计》、GB 50267 和/或承诺遵守的其他设计规范、工业标准的具体版本、日期或补遗的符合程度。通常适用于混凝土安全壳的载荷包括下列诸项：

(1) 在运行前试验期间承受的载荷；

(2) 在正常的核动力厂启动、运行和停堆期间承受的载荷，包括恒载、活载、运行温度造成的热载荷，静水及流体动力载荷；

(3) 在严重环境条件下承受的载荷，包括设计风载和 SL-1 引起的载荷；

(4) 在极端环境条件下承受的载荷，包括设计基准龙卷风和 SL-2 引起的载荷；

(5) 在核动力厂异常工况承受的载荷，包括设计基准失水事故；

(6) 其他假想的如高能管道破裂事故引起的载荷，包括与之相应的温度效应、压力以及诸如射流冲击和有关飞射物撞击的局部载荷；

(7) 安全壳内部或外部事件导致的外部压力载荷；

(8) 核动力厂异常工况诸如失水事故之后淹没安全壳可能承受的载荷；

(9) 设计扩展工况考虑的载荷。

应论述通常要假设的上述各种载荷组合，例如正常运行载荷与严重环境载荷和异常载荷组合；失水事故后淹没载荷与严重环境载荷组合。

论述应包括适应于安全壳的其他有关厂址或核动力厂的载荷及载荷组合。这类载荷的例子包括洪水、可能出现的飞机坠毁、厂址附近的爆炸危害以及附近军事设施的军事活动或由汽轮机故障等所产生的飞射物引起的载荷。

3.8.1.4 设计和分析程序

本节应论述安全壳设计和分析所采用的方法，包括主要假设、结构模型及边界条件的选择基准，重点放在与 HAD102/06、GB 50267

和/或承诺遵守的其他设计规范、工业标准的具体版本、日期或补遗的符合程度。

应提供对载荷的描述，包括轴对称、非轴对称、局部或瞬态的载荷，并应论述在分析和设计中的混凝土诸如蠕变和收缩的特点。

应注明全部所使用计算机软件的出处，以便能用已发布的有效软件加以鉴定；应充分详细描述专用计算机软件的特点，以便确定软件的适宜性以及验证它们的方法。

应考虑地震产生的剪力效应，并提供可能的不同假设与材料性质对分析结果的影响。应包括大厚度贯穿区的分析方法及其对安全壳性能的影响。

应提供安全壳墙体及其锚固系统的分析和设计方法。

3.8.1.5 结构验收准则

本节应确定与应力、应变、总变形及定量确定安全裕量的其他参数有关的验收准则，着重点放在与 HAD102/06、GB50267 和/或承诺遵守的其他设计规范、工业标准的具体版本、日期或补遗的符合程度。应提供资料将安全壳作为一个整体结构加以说明，还应说明有关安全壳特别重要局部区域的安全裕量，包括开孔、锚固区和对安全功能很重要的其他区域。至少应针对下述几个主要参数的各组载荷组合给出允许限值：

(1) 混凝土中的压应力，包括薄膜应力、薄膜应力加弯曲应力及局部应力；

(2) 混凝土中的剪应力；

(3) 钢筋中的拉应力；

(4) 预应力钢束中的拉应力；

(5) 衬里板中的拉或压应力/应变极限, 包括薄膜的和薄膜加弯曲的;

(6) 混凝土结构锚固件中力/位移极限, 包括相邻的混凝土应变所引起的。

3.8.1.6 材料、质量控制和特殊施工技术

本节应确定在安全壳施工中使用的材料, 着重点放在与适用的法规和/或设计规范、工业标准等的具体版本、日期或补遗的符合程度。本节也应包括施工材料工程性质的摘要, 例如以下各项:

- (1) 混凝土原材料;
- (2) 钢筋和接头;
- (3) 预应力系统;
- (4) 钢衬里;
- (5) 衬里板锚固件及有关部件;
- (6) 诸如梁支座和吊车牛腿埋入件所使用的结构钢;
- (7) 防腐蚀的化合物。

本节应该说明安全壳制造和施工的质量控制程序, 着重点放在与适用的法规和/或设计规范、工业标准的具体版本、日期或补遗的符合程度。应说明材料检测的质量控制程序, 包括确定施工使用材料的物理特性。还应描述材料布设、施工误差、钢筋以及预应力系统的检测质量控制程序。

还应该确定并说明专用的、新的或特殊的施工技术, 以及这些技术可能对建成的安全壳的结构完整性的影响。

安全壳结构所用灌浆钢束的详细大纲, 应予以明确和描述。应对任何与标准不一致的部分进行合理论证。

3.8.1.7 试验和在役检查要求

本节应论述安全壳的试验和在役检查大纲，包括里程碑节点，着重点应放在与适用的法规和/或设计规范、工业标准等的具体版本、日期或补遗的符合程度；试验和在役检查规定程序与管理导则建议的符合程度。应提供结构完整性首次试验以及与在役检查大纲和要求有关的试验论述。应提供编入技术规格书中有关在役检查大纲的资料。同时，应确定试验目标及结果的验收准则。如果采用新的或以前未经检验的设计方法，则应说明附加的试验和在役检查，包括里程碑节点。

3.8.2 钢安全壳

申请者应提供与本文件中 3.8.1 节要求类似的信息，所提供的信息主要为钢安全壳容器、部件或钢附件。针对建造期间钢安全壳结构重大设计变更或重要不符合项的处理，在 FSAR 阶段应补充描述。

3.8.2.1 安全壳的描述

申请者应当给出钢安全壳的实体描述，并且提供平面图和剖面图补充说明完成安全壳的主要结构和单元。

描述应包括安全壳或部件的几何尺寸，包括不同标高上的平面图和至少在两个正交方向上的剖面图。申请者还应描述安全壳的结构布置，尤其是安全壳结构与周围结构及其与内部隔间和楼板的相互关系和相互作用，以便确定这些结构在承受设计载荷时可能对设计边界条件和预计的安全壳结构性能产生的影响。圆筒形安全壳结构总体描述应包括以下方面内容。

(1) 钢安全壳基础。

(a) 如果钢安全壳的底部是连续的，则需说明此安全壳及其

支座锚固在混凝土基础的方法。基础应在安全分析报告 3.8.7 节中论述。

(b) 如果钢安全壳的底部不连续，并以钢衬里板覆盖的混凝土板作为基础，则需说明钢安全壳筒壁锚固在混凝土底板的方法，特别是衬里板和安全壳之间的连接形式。混凝土基础应在安全分析报告 3.8.7 节中论述。

(2) 主要结构附件，诸如梁支座、管道约束件、吊车牛腿以及环向或竖向壳体加劲肋。

(3) 钢安全壳结构穹顶，包括在穹顶与筒体交接处的加强件，贯穿件或内壁上的附件，如安全壳喷淋管支承等，以及所有穹顶加劲肋。

(4) 钢或混凝土安全壳中较大的贯穿件或其部分（尤其是用来承压而没有混凝土结构支承的贯穿件部分，诸如燃料运输通道、电气贯穿件和人员闸门这样的入口）。

(5) 其他适用的结构，如安全壳换料密封件及排水构造、相邻结构单元之间的抗震缝、岩锚、基础下部排水系统和安全壳沉降监测系统。

对非圆筒形安全壳，申请者应提供与上述要求相似的材料。

3.8.2.2 适用的规范、标准和技术规格书

申请者应提供与 3.8.1.2 节混凝土安全壳要求相似但适用于钢安全壳的材料。

3.8.2.3 载荷与载荷组合

申请者应明确用于钢安全壳设计中的载荷，重点是与所采用相应法规标准的符合程度，包括设计规范、工业标准等的具体版本、

日期或补遗。安全壳须考虑下列载荷：

- (1) 在役前试验期间所遇到的载荷；
- (2) 在正常的核动力厂启动、运行和停堆期间所遇到的载荷，包括恒载、活载、由于运行温度造成的热载荷、静水载荷和动水载荷；
- (3) 在严重环境条件下所承受的载荷，包括设计风载荷和 SL-1 所引起的载荷；
- (4) 在极端环境条件下承受的载荷，包括设计基准龙卷风和 SL-2 引起的载荷；
- (5) 在核动力厂异常工况承受的载荷，包括设计基准失水事故；
- (6) 其他假想的如高能管道破裂事故引起的载荷，包括与之相应的温度效应、压力以及诸如射流冲击和有关飞射物撞击的局部载荷；
- (7) 安全壳内部或外部事件导致的外部压力载荷；
- (8) 核动力厂异常工况诸如失水事故之后淹没安全壳可能承受的载荷；
- (9) 误操作引发事故后惰化氢控系统（假定二氧化碳）全动作产生的载荷，但不包括地震或设计基准事故引起的载荷；
- (10) 在 100%燃料包壳发生金属-水反应引起氢气释放的事故中，同时伴随氢燃烧或事故后惰化而增大的压力，仅压力和恒载载荷。

申请者需要分析上述载荷的组合，例如正常运行载荷、极端环境载荷与异常工况组合。与 3.8.1.3 节类似，本节也需考虑与厂址或核动力厂相关的设计载荷。

3.8.2.4 设计与分析程序

申请者需说明钢安全壳使用的设计与分析方法，包括主要的假设、安全壳建模依据和边界条件。重点在于与适用的设计规范、工业标准的具体版本、日期或补遗的一致性。特别论证要包括：1) 局部屈曲处理；2) 在载荷特别是非对称载荷和局部载荷作用下的性能；3) 所用的计算机软件。申请者应该注明使用的计算机软件出处和所有者，以便能用已发布的有效软件加以鉴定；应充分论述专用计算机软件以便确定程序的适宜性和有效性。

3.8.2.5 结构验收准则

本节应确定包括许用应力、应变和总体变形以及其他能够从数值上评定结构行为在内的安全壳结构验收准则。重点审查与适用的设计规范、工业标准的具体版本、日期或补遗的一致性。申请者应至少针对下列参数来确定各种载荷并给出相应的允许限值：

- (1) 一次应力，包括总体薄膜应力、局部薄膜应力和弯曲应力加局部薄膜应力；
- (2) 一次加二次应力；
- (3) 峰值应力；
- (4) 屈曲评定准则。

3.8.2.6 材料、质量控制和特殊建造技术

申请者应确定在安全壳施工中使用的材料，着重点放在与相应设计规范、标准、技术规格书、规定、通用设计准则和管理导则以及其他工业标准的符合程度。申请者应提供以下主要材料信息：

- (1) 安全壳结构部件所用钢板；
- (2) 用于加劲肋，梁支座和吊车牛腿的结构型钢，包括防腐蚀方法的描述。

此外还应描述安全壳制造和施工质量控制大纲。重点是与所采用设计规范、标准、规范书、导则及其他工业标准的符合程度。特别是以下方面：

- (1) 材料的无损检验，包括物理性能试验；
- (2) 焊接规程；
- (3) 安装公差。

申请者需论述任何特殊的施工技术和对安全壳结构完整性的潜在影响。

3.8.2.7 试验和在役检查要求

申请者应论述安全壳的试验和在役检查大纲，包括里程碑节点，重点是与所采用设计规范、工业标准等的符合程度。

应说明预计的首次结构完整性试验，包括试验的目的和试验结果的验收准则。如果采用新的或以前未用过的设计方法，则应补充试验，包括在役检查的范围和里程碑节点。

申请者应提供安全壳结构部件如人员闸门和设备闸门结构完整性试验的验收准则，以及其他依赖于安全壳结构完整性的部件的试验大纲准则。申请者还应提供腐蚀区域在役检查大纲。

3.8.3 混凝土安全壳或钢安全壳的内部结构

本节应提供类似本文件 3.8.1 节要求的有关安全壳内部结构的资料。安全壳内部结构是指那些非安全壳的组成而处于安全壳压力边界内用以支承反应堆冷却剂系统组件以及相关管道系统和设备的混凝土和钢结构。具体应提供以下各节中所描述的资料。

3.8.3.1 内部结构说明

应提供说明资料，包括各种内部结构的平面图、立面图和剖面

图。应提供主要内部结构的总体布置图和基本特征，在主要结构中应予说明的信息如下：

- (1) 反应堆支承系统；
- (2) 蒸汽发生器支承系统；
- (3) 反应堆冷却剂泵支承系统；
- (4) 稳压器支承系统；
- (5) 一次屏障墙和反应堆堆腔；
- (6) 二次屏障墙；

(7) 其他主要拟采用的内部结构，包括支承、换料池壁、换料通道墙、环吊吊车支承部件、安全壳内置换料水箱（IRWST）操作平台、中间平台和其他各种平台。

3.8.3.2 采用的规范、标准及技术规程

本节应提供用于钢或混凝土安全壳内部结构的设计、制造、施工、试验以及在役检查的设计规范、标准。应指明各文件的具体版本、日期或补遗。

3.8.3.3 载荷与载荷组合

应说明内部结构设计中采用的载荷与载荷组合，重点是与HAD102/02、GB 50267 和/或所采用的设计规范、工业标准等的具体版本、日期或补遗的符合程度。

本文件第 3.8.3.1 节列出的安全壳内部结构设计所采用的载荷应详细叙述，包括以下资料信息：

(1) 建造安全壳内部结构过程中发生的载荷，包括恒载、活载、温度载荷，以及可能施加的施工载荷，如材料载荷、人员和设备载荷、水平施工载荷、安装和装配载荷、设备反力和模板压力；

(2) 在核动力厂正常启动、运行及停堆期间承受的载荷，包括恒载、活载，由于运行温度而引起的热载荷以及装换料时出现的静水载荷；

(3) 在发生严重环境状况时可能承受的载荷，包括由 SL-1 引起的载荷；

(4) 在极端环境状况下承受的载荷，包括由 SL-2 引起的载荷；

(5) 在发生异常工况下可能承受的载荷，包括由于设计基准失水事故和其他高能管道断裂事故引起的载荷。应论述的载荷包括隔间压力，由于管道断裂引起的射流冲击和反力，升温，有关管道飞射物和管道甩动的撞击力，以及适用于某些结构的载荷。

应论述上述载荷的各种组合，至少包括正常运行载荷，正常运行载荷加严重环境载荷，正常运行载荷加极端环境载荷，正常运行载荷加异常工况载荷，正常运行载荷加严重环境载荷和异常工况载荷，以及正常运行载荷加极端环境载荷和异常工况载荷。

另外，应提供下述资料：

用于混凝土结构的准则，包括钢筋混凝土、钢板混凝土、钢筋、混凝土、钢结构等所遵循的设计、制造及安装的规范、标准和规程。

3.8.3.4 设计和分析程序

至少应叙述用于 3.8.3.1 节列出的那些内部结构的设计与分析中的程序，包括所作出的假定和明确的边界条件，重点是与 HAD102/02、GB 50267 和/或承诺遵守的其他设计规范、工业标准等的具体版本、日期或补遗的符合程度。

应提供在载荷作用下预计的性状和载荷传递到这些结构，然后再传递到安全壳基础底板的机理。应注明计算程序的出处，使之能

用出版的有效程序加以鉴定。应叙述专利计算机程序实际达到的最广范围，以便确定程序的适用性和借助其他可接受的程序推导出来的结论或经典问题的结论来验证该程序所采用措施的适用性。

3.8.3.5 结构验收准则

应详细说明与应力、应变、总变形及定量确定安全度的其他参数有关的验收准则，重点是与 HAD102/02、GB 50267 和/或承诺遵守的其他设计规范、工业标准等的具体版本、日期或补遗的符合程度。

对 3.8.3.3 节中的包络载荷组合，应提供应力、应变、变形（特别是用于反应堆冷却剂系统线性支承件）的允许极限和抵抗结构破坏的安全系数。

3.8.3.6 材料、质量控制及特殊建造技术

应确定并论述材料、施工质量控制和所有特殊施工技术。描述中应包括主要的建造材料，如 PSAR 阶段说明混凝土的强度等级，FSAR 阶段说明混凝土的组成。

应叙述为安全壳内部结构的制造和建造所提出的质量控制大纲，包括物理性能的材料无损检验、混凝土的浇筑以及安装误差。

如采用专门的、新的或独特的建造技术，应详细说明以确定这些技术对建成后的内部结构的结构完整性的影响。

重点放在与 HAD102/11《核动力厂防火与防爆设计》、HAD103/10《核动力厂运行防火安全》、GB 50016《建筑设计防火规范》、GB 50204《混凝土结构工程施工质量验收规范》、GB 50205《钢结构工程施工质量验收规范》和/或采用的其他设计规范、工业标准等的具体版本、日期或补遗的符合程度。

3.8.3.7 试验和在役检查要求

应叙述内部结构试验和在役检查的程序。应详细说明与发挥安全壳设计功能有直接和重要关系的内部结构。必要时应叙述在役检查的要求。

根据本文件 3.8.3.6 节的要求，应确定具体的版本、日期、设计规范的附录、标准、规程、规范及其他的行业标准的适用范围。

3.8.4 其他抗震 I 类构筑物

本节应提供本文件 3.8.1、3.8.2、3.8.3 节中未包括的全部抗震 I 类构筑物的信息。这些提供的信息应类似于本文件第 3.8.1 节所要求的内容。

3.8.4.1 安全壳外围厂房

(1) 构筑物的描述

本节应提供包括安全壳外围厂房平面图和立面图在内的描述性信息，以确定主要构筑物的外形和结构赖以完成其安全功能的构件。应说明相邻构筑物之间的关系，包括分隔方式或连接方式。

(2) 适用的规范、标准和技术规格书

应提供安全壳外围厂房结构设计所使用的规范、标准和技术规格书。

(3) 载荷与载荷组合

应列举和确定设计中所采用的载荷，包括：

- (a) 核动力厂正常启动、运行和停堆期间所遇到的载荷，包括恒载荷、活载荷、由于运行温度引起的热载荷以及静水压力，如：乏燃料池中的水压力；
- (b) 严重环境条件下所承受的载荷，包括由 SL-1 引起的载荷和厂址特定的设计风载荷；

(c) 极端环境条件下所承受的载荷，包括由 SL-2 引起的载荷和厂址特定的设计基准龙卷风载荷；

(d) 核动力厂异常工况下所承受的载荷，如：高能管道破裂，由这种破裂引起的载荷包括隔间内部或跨越隔间的温度与压力上升和可能的射流喷射力以及冲击力。

应论述上述载荷的各种组合，如：正常运行载荷、正常运行载荷与严重环境载荷的组合、正常运行载荷与极端环境载荷的组合、正常运行载荷与异常工况载荷的组合、正常运行载荷与严重环境载荷加异常工况载荷的组合以及正常运行载荷与极端环境载荷加异常工况载荷的组合。

以上所述载荷与载荷组合一般适用于大多数构筑物。还应包含其他的与厂址有关的设计载荷，如：洪水、可能的飞机碰撞、厂址附近的爆炸以及邻近军事设施活动产生的抛射物和飞射物所引起的载荷。

(4) 设计和分析程序

应对设计和分析方法进行描述，包括与边界条件相关的假设，重点应放在相关混凝土结构和钢结构遵循适用的法规标准上。这些描述应包含载荷作用下的结构预期行为及载荷传递到基础的机理。应说明计算机程序，使之能用已出版的有效程序予以鉴定，应对有产权的计算机程序做尽量详细的描述，以便确定程序的适用性及用于验证该程序所采用的方法。

(5) 结构验收准则

应确定关系到应力、应变、总变形、安全系数以及定量确定安全度的其他参数的设计标准，重点应放在混凝土结构和钢结构遵循

适用的法规标准上，还应说明具体的版本、日期或设计规范的附录、标准、规程、规范、管理导则及其他的工业标准。

(6) 材料、质量控制及特殊施工技术

应提供本文件 3.8.3.6 节所概述的有关材料、施工质量控制和新的或特殊施工技术。

(7) 试验和在役检查要求

应规定试验和在役检查的要求。

3.8.4.2 辅助厂房

(1) 构筑物的描述

本节应提供包括辅助厂房平面图和立面图在内的描述性信息，以确定主要构筑物的外形和结构赖以完成其安全功能的构件。应说明相邻构筑物之间的关系，包括分隔方式或连接方式。

(2) 适用的规范、标准和技术规格书

应提供辅助厂房结构设计所使用的规范、标准和技术规格书。

(3) 载荷与载荷组合

应列举和确定设计中所采用的载荷，包括：

- (a) 核动力厂正常启动、运行和停堆期间所遇到的载荷，包括恒载荷、活载荷、由于运行温度引起的热载荷以及静水压力，如：乏燃料池中的水压力；
- (b) 严重环境条件下所承受的载荷，包括由 SL-1 引起的载荷和厂址特定的设计风载荷；
- (c) 极端环境条件下所承受的载荷，包括由 SL-2 引起的载荷和厂址特定的设计基准龙卷风载荷；
- (d) 核动力厂异常工况下所承受的载荷，如：高能管道破裂，

由这种破裂引起的载荷包括隔间内部或跨越隔间的温度与压力上升和可能的射流喷射力以及冲击力。

应论述上述载荷的各种组合，如：正常运行载荷、正常运行载荷与严重环境载荷的组合、正常运行载荷与极端环境载荷的组合、正常运行载荷与异常工况载荷的组合、正常运行载荷与严重环境载荷加异常工况载荷的组合，以及正常运行载荷与极端环境载荷加异常工况载荷的组合。

以上所述载荷与载荷组合一般适用于大多数构筑物。还应包含其他的与厂址有关的设计载荷，如：洪水、可能的飞机碰撞、厂址附近的爆炸以及邻近军事设施活动产生的抛射物和飞射物所引起的载荷。

(4) 设计和分析程序

应对设计和分析方法进行描述，包括与边界条件相关的假设，重点应放在相关混凝土结构和钢结构遵循适用的法规标准上。这些描述应包含载荷作用下的结构预期行为及载荷传递到基础的机理。应说明计算机程序，使之能用已出版的有效程序予以鉴定，应对有产权的计算机程序做尽量详细的描述，以便确定程序的适用性及用于验证该程序所采用的方法。

(5) 结构验收准则

应确定关系到应力、应变、总变形、安全系数以及定量确定安全度的其他参数的设计标准，重点应放在混凝土结构和钢结构遵循适用的法规标准上，还应说明具体的版本、日期或设计规范的附录、标准、规程、规范、管理导则及其他的工业标准。

(6) 材料、质量控制及特殊施工技术

应提供本文件 3.8.3.6 节所概述的有关材料、质量控制大纲和新的或特殊施工技术。

(7) 试验和在役检查要求

应规定试验和在役检查的要求。

3.8.4.3 燃料贮存厂房

(1) 构筑物的描述

本节应提供包括燃料贮存厂房平面图和立面图在内的描述性信息，以确定主要构筑物的外形和结构赖以完成其安全功能的构件。应说明相邻构筑物之间的关系，包括分隔方式或连接方式。

(2) 适用的规范、标准和技术规格书

应提供燃料贮存厂房结构设计所使用的规范、标准和技术规格书。

(3) 载荷与载荷组合

应列举和确定设计中所采用的载荷，包括：

- (a) 核动力厂正常启动、运行和停堆期间所遇到的载荷，包括恒载荷、活载荷、由于运行温度引起的热载荷以及静水压力，如乏燃料池中的水压力；
- (b) 严重环境条件下所承受的载荷，包括由 SL-1 引起的载荷和厂址特定的设计风载荷；
- (c) 极端环境条件下所承受的载荷，包括由 SL-2 引起的载荷和厂址特定的设计基准龙卷风载荷；
- (d) 核动力厂异常工况下所承受的载荷，如：高能管道破裂，由这种破裂引起的载荷包括隔间内部或跨越隔间的温度与压力上升和可能的射流喷射力以及冲击力。

应论述上述载荷的各种组合，如：正常运行载荷、正常运行载荷与严重环境载荷的组合、正常运行载荷与极端环境载荷的组合、正常运行载荷与异常工况载荷的组合、正常运行载荷与严重环境载荷加异常工况载荷的组合，以及正常运行载荷与极端环境载荷加异常工况载荷的组合。

以上所述载荷与载荷组合一般适用于大多数构筑物。还应包含其他的与厂址有关的设计载荷，如：洪水、可能的飞机碰撞、厂址附近的爆炸以及邻近军事设施活动产生的抛射物和飞射物所引起的载荷。

(4) 设计和分析程序

应对设计和分析方法进行描述，包括与边界条件相关的假设，重点应放在相关混凝土结构和钢结构遵循适用的法规标准上。这些描述应包含载荷作用下的结构预期行为及载荷传递到基础的机理。应说明计算机程序，使之能用已出版的有效程序予以鉴定，应对有产权的计算机程序做尽量详细的描述，以便确定程序的适用性及用于验证该程序所采用的方法。

(5) 结构验收准则

应确定关系到应力、应变、总变形、安全系数以及定量确定安全度的其他参数的设计标准，重点应放在混凝土结构和钢结构遵循适用的法规标准上，还应说明具体的版本、日期或设计规范的附录、标准、规程、规范、管理导则及其他的工业标准。

(6) 材料、质量控制及特殊施工技术

应提供本文件 3.8.3.6 节所概述的有关材料、施工质量控制和新的或特殊施工技术。

(7) 试验和在役检查要求

应规定试验和在役检查的要求。

3.8.4.4 控制厂房

(1) 构筑物的描述

本节所述控制厂房一般指电气厂房，在安全分析报告本节应提供包括控制厂房平面图和立面图在内的描述性信息，以确定主要构筑物的外形和结构赖以完成其安全功能的构件。应说明相邻构筑物之间的关系，包括分隔方式或连接方式。

(2) 适用的规范、标准和技术规格书

应提供控制厂房结构设计所使用的规范、标准和技术规格书。

(3) 载荷与载荷组合

应列举和确定设计中所采用的载荷，包括：

- (a) 核动力厂正常启动、运行和停堆期间所遇到的载荷，包括恒载荷、活载荷、由于运行温度引起的热载荷以及静水压力，如乏燃料池中的水压力；
- (b) 严重环境条件下所承受的载荷，包括由 SL-1 引起的载荷和厂址特定的设计风载荷；
- (c) 极端环境条件下所承受的载荷，包括由 SL-2 引起的载荷和厂址特定的设计基准龙卷风载荷；
- (d) 核动力厂异常工况下所承受的载荷，如：高能管道破裂，由这种破裂引起的载荷包括隔间内部或跨越隔间的温度与压力上升和可能的射流喷射力以及冲击力。

应论述上述载荷的各种组合，如：正常运行载荷、正常运行载荷与严重环境载荷的组合、正常运行载荷与极端环境载荷的组合、正常运行载荷与异常工况载荷的组合、正常运行载荷与严重环境载

荷加异常工况载荷的组合，以及正常运行载荷与极端环境载荷加异常工况载荷的组合。

以上所述载荷与载荷组合一般适用于大多数构筑物。还应包含其他的与厂址有关的设计载荷，如：洪水、可能的飞机碰撞、厂址附近的爆炸以及邻近军事设施活动产生的抛射物和飞射物所引起的载荷。

(4) 设计和分析程序

应对设计和分析方法进行描述，包括与边界条件相关的假设，重点应放在相关混凝土结构和钢结构遵循适用的法规标准上。这些描述应包含载荷作用下的结构预期行为及载荷传递到基础的机理。应说明计算机程序，使之能用已出版的有效程序予以鉴定，应对有产权的计算机程序做尽量详细的描述，以便确定程序的适用性及用于验证该程序所采用的方法。

(5) 结构验收准则

应确定关系到应力、应变、总变形、安全系数以及定量确定安全度的其他参数的设计标准，重点应放在混凝土结构和钢结构遵循适用的法规标准上，还应说明具体的版本、日期或设计规范的附录、标准、规程、规范、管理导则及其他的工业标准。

(6) 材料、质量控制及特殊施工技术

应提供本文件 3.8.3.6 节所概述的有关材料、施工质量控制和新的或特殊施工技术。

(7) 试验和在役检查要求

应规定试验和在役检查的要求。

3.8.4.5 柴油发电机厂房

(1) 构筑物的描述

本节应提供包括柴油发电机厂房平面图和立面图在内的描述性信息，以确定主要构筑物的外形和结构赖以完成其安全功能的构件。应说明相邻构筑物之间的关系，包括分隔方式或连接方式。

(2) 适用的规范、标准和技术规格书

应提供柴油发电机厂房结构设计所使用的规范、标准和技术规格书。

(3) 载荷与载荷组合

应列举和确定设计中所采用的载荷，包括：

- (a) 核动力厂正常启动、运行和停堆期间所遇到的载荷，包括恒载荷、活载荷、由于运行温度引起的热载荷以及静水压力，如：乏燃料池中的水压力；
- (b) 严重环境条件下所承受的载荷，包括由 SL-1 引起的载荷和厂址特定的设计风载荷；
- (c) 极端环境条件下所承受的载荷，包括由 SL-2 引起的载荷和厂址特定的设计基准龙卷风载荷；
- (d) 核动力厂异常工况下所承受的载荷，如：高能管道破裂，由这种破裂引起的载荷包括隔间内部或跨越隔间的温度与压力上升和可能的射流喷射力以及冲击力。

应论述上述载荷的各种组合，如：正常运行载荷、正常运行载荷与严重环境载荷的组合、正常运行载荷与极端环境载荷的组合、正常运行载荷与异常工况载荷的组合、正常运行载荷与严重环境载荷加异常工况载荷的组合，以及正常运行载荷与极端环境载荷加异常工况载荷的组合。

以上所述载荷与载荷组合一般适用于大多数构筑物。还应包含其他的与厂址有关的设计载荷，如：洪水、可能的飞机碰撞、厂址附近的爆炸以及邻近军事设施活动产生的抛射物和飞射物所引起的载荷。

(4) 设计和分析程序

应对设计和分析方法进行描述，包括与边界条件相关的假设，重点应放在相关混凝土结构和钢结构遵循适用的法规标准上。这些描述应包含载荷作用下的结构预期行为及载荷传递到基础的机理。应说明计算机程序，使之能用已出版的有效程序予以鉴定，应对有产权的计算机程序做尽量详细的描述，以便确定程序的适用性及用于验证该程序所采用的方法。

(5) 结构验收准则

应确定关系到应力、应变、总变形、安全系数以及定量确定安全度的其他参数的设计标准，重点应放在混凝土结构和钢结构遵循适用的法规标准上，还应说明具体的版本、日期或设计规范的附录、标准、规程、规范、管理导则及其他的工业标准。

(6) 材料、质量控制及特殊施工技术

应提供本文件 3.8.3.6 节所概述的有关材料、施工质量控制和新的或特殊施工技术。

(7) 试验和在役检查要求

应规定试验和在役检查的要求。

3.8.4.6 取水构筑物

(1) 构筑物的描述

核动力厂海域工程取水构筑物，包括泵房、直立墙和取水箱涵

(隧洞)等,具有掩护核动力厂安全设施防御外海波浪、保证冷却水供应等安全功能。取水构筑物根据核动力厂机组堆型不同一般分为非能动型机组和能动型机组。

本节应提供安全级取水构筑物物项等级、抗震设防标准、总平面设计及结构设计与安全准则等的描述性信息,以确定主要构筑物的外形和结构赖以完成其安全功能的构件。应说明相邻构筑物之间的关系,包括分隔方式或连接方式。

(2) 适用的规范、标准和技术规格书

应提供安全级取水构筑物结构设计所使用的规范、标准和技术规格书,并指明各文件规定的具体版本、日期或补遗。

(3) 载荷与载荷组合

应说明取水构筑物设计中所采用的载荷与载荷组合,重点是与 GB 50267 和/或所采用的设计规范、工业标准等的具体版本、日期或补遗的符合程度。

(4) 设计和分析程序

应对设计和分析方法进行描述,包括与边界条件相关的假设,重点应放在安全级取水构筑物遵循 GB 50267 上。这些描述应包含载荷作用下的结构预期行为及载荷传递到基础的机理。应说明所使用的计算机程序,使之能用已出版的有效程序予以鉴定,应对计算机程序做尽量详细的描述,以便确定程序的适用性及用于验证该程序所采用的方法。

(5) 结构验收准则

应确定关系到应力、应变、总变形、安全系数以及定量确定安全度的其他参数的设计标准,重点放在安全级取水构筑物遵循适用

的法规标准上，还应说明具体的版本、日期。

(6) 材料、质量控制及特殊施工技术

应提供本文件 3.8.3.6 节所概述的有关材料、施工质量控制和新的或特殊施工技术。

(7) 试验和在役检查要求

应规定试验和在役检查的具体要求。

3.8.4.7 其他

(1) 构筑物的描述

本节应提供 3.8.4.1~3.8.4.6 节中未包括的其他抗震 I 类构筑物，诸如管道和电缆管廊、烟囱、废物贮存设施等的平面图和立面图在内的描述性信息，以确定主要构筑物的外形和结构赖以完成其安全功能的构件。应说明相邻构筑物之间的关系，包括分隔方式或连接方式。

(2) 适用的规范、标准和技术规格书

应提供其他抗震 I 类构筑物结构设计所使用的规范、标准和技术规格书。

(3) 载荷与载荷组合

应列举和确定设计中所采用的载荷，通常包括：

- (a) 核动力厂正常启动、运行和停堆期间所遇到的载荷，包括恒载荷、活载荷、由于运行温度引起的热载荷以及静水压力，如：乏燃料池中的水压力。
- (b) 严重环境条件下所承受的载荷，包括由 SL-1 引起的载荷和厂址特定的设计风载荷。
- (c) 极端环境条件下所承受的载荷，包括由 SL-2 引起的载荷

和厂址特定的设计基准龙卷风载荷。

(d) 核动力厂异常工况下所承受的载荷，如：高能管道破裂，由这种破裂引起的载荷包括隔间内部或跨越隔间的温度与压力上升和可能的射流喷射力以及冲击力。

应论述上述载荷的各种组合，如：正常运行载荷、正常运行载荷与严重环境载荷的组合、正常运行载荷与极端环境载荷的组合、正常运行载荷与异常工况载荷的组合、正常运行载荷与严重环境载荷加异常工况载荷的组合，以及正常运行载荷与极端环境载荷加异常工况载荷的组合。

以上所述载荷与载荷组合一般适用于大多数构筑物。还应包含其他的与厂址有关的设计载荷，如：洪水、可能的飞机碰撞、厂址附近的爆炸以及邻近军事设施活动产生的抛射物和飞射物所引起的载荷。可根据构筑物的实际情况参照相应规范标准执行。

(4) 设计和分析程序

应对设计和分析方法进行描述，包括与边界条件相关的假设，重点应放在相关混凝土结构和钢结构参照适用的法规标准进行校核上。这些描述应包含载荷作用下的结构预期行为及载荷传递到基础的机理。应说明计算机程序，使之能用已出版的有效程序予以鉴定，应对有产权的计算机程序做尽量详细的描述，以便确定程序的适用性及用于验证该程序所采用的方法。

(5) 结构验收准则

应确定关系到应力、应变、总变形、安全系数以及定量确定安全度的其他参数的设计标准，重点应放在混凝土结构和钢结构遵循适用的法规标准上，还应说明具体的版本、日期。

(6) 材料、质量控制及特殊施工技术

应提供本节所包括的有关材料、施工质量控制和新的或特殊施工技术。

(7) 试验和在役检查要求

应规定试验和在役检查的要求。

3.8.5 基础

本节应提供适用于所有抗震 I 类构筑物基础类似于第 3.8.1 节对混凝土安全壳所要求的资料。应在第 3.8.1 节，以及适当时在本节描述混凝土安全壳的混凝土构件基础。

为传递载荷和外力到持力层，本节应描述抗震 I 类构筑物基础的地基参数。

(1) 抗震 I 类构筑物基础描述

应提供说明性的信息，包括每个基础的平面图和立面图，以便确定结构主要外形及其完成基础功能的要素。应论述相邻基础之间的相互关系，包括分开设置及分开设置的理由。应论述基础的类型及其结构特征并且应提供每个基础的总体布置。重点应放在水平剪力传到地基的方法上，如，由地震引起的剪力。如果为上述目的而采用抗剪键时，描述中应包括抗剪键的总体布置。当采用防水膜时，应论述其对基础传递剪力能力的影响。

本节应包括对其他类型基础结构充分的描述信息，例如桩基础、沉箱基础、挡土墙以及岩土锚固系统。

(2) 适用的规范、标准及技术规格书

本节应提供适用于全部抗震 I 类重要厂房基础类的设计、制造、

施工、试验以及在役检查的设计规范、标准等。应指明各文件的具体版本、日期或补遗。

(3) 载荷与载荷组合

本节应提供适用于所有抗震 I 类构筑物基础所采用的载荷与载荷组合，抗震 I 类重要厂房基础稳定性验算作用效应组合要求存在差异，应依据 GB 50267 等进行设计。

(4) 设计与分析程序

本节应提供适用于所有抗震 I 类构筑物基础类似于 3.8.4.1 节中所要求的信息。重点应放在遵循 GB 50267 的要求上。

应对相关的边界条件假定进行论述，同时也需要对从结构传递到地基上的侧向载荷、外力和倾覆力矩所采用的计算方法进行论述。论述应包含考虑沉降影响的方法。

(5) 结构验收准则

应提供适用于所有抗震 I 类构筑物基础类似于 3.8.4.1 节中所要求的信息。重点应放在遵循 GB 50267 的要求上。

应描述和提出用于说明确定结构及其基础的结构稳定性的各种参数的设计限值，包括不均匀沉降和抵抗倾覆与滑移的安全系数。

(6) 材料、质量控制及特殊施工技术

本节应提供适用于所有抗震 I 类构筑物基础类似于 3.8.4.1 节中所要求的信息。

(7) 试验与在役检查要求

应提供适用于所有抗震 I 类构筑物基础类似于 3.8.4.1 节中所要求的信息。

如需要有对基础进行连续监测的程序，应对程序的各个方面进行论述，包括实施重要节点。

3.9 机械系统和部件

3.9.1 机械部件的特殊专题

申请者应提供抗震 I 类部件和支承件，包括核安全 1、2 和 3 级（或者堆芯支承件）部件和支承相关的设计瞬态以及由此导致的载荷和载荷组合及其对应设计和使用限制。

3.9.1.1 设计瞬态

申请者应提供完整的用于所有核安全 1、2、3 级部件和部件支承件的设计和疲劳分析所用的瞬态事件列表。瞬态事件列表中应包括每种瞬态对应事件的次数，以及事件组合中每个瞬态事件的载荷。申请者应提供核动力厂设计寿期内假定的瞬态和瞬态次数，并描述对安全重要的设备在寿期内经历的环境条件（例如：冷却剂水化学对疲劳曲线的影响）。申请者应按照核动力厂和系统运行工况确定的类别将所有的瞬态（或瞬态组合）分类为“正常”、“异常”、“紧急”、“事故”或“试验”等工况。

3.9.1.2 用于结构力学分析的计算机程序

申请者应提供用于抗震 I 类物项的动态和静力学分析以确定这些物项的结构完整性和功能性的计算机程序目录，并提供下列资料：

- （1）程序的作者、来源、版本的日期和软硬件平台；
- （2）程序说明，包括它的适用范围和局限性；
- （3）用程序解一系列考题，验证程序解与考题解是充分相似的。

3.9.1.3 实验应力分析

对抗震 I 类物项，如果申请者使用实验应力分析方法代替分析

法，应提供充分的资料证明此方法的有效性。

3.9.1.4 事故工况评估的注意事项

申请者应说明用于评价抗震 I 类部件和部件支承应力的分析方法（如弹性分析法或弹塑性分析法），并论述这些方法与系统动力分析所用方法的相容性。申请者应说明，在每个部件的分析中使用的应力应变关系和极限强度值是有效的和合理的。如果在进行系统分析时采用了弹性分析法或弹塑性分析法的同时对部件的分析应用弹性分析或弹塑性分析，申请者必须保证所计算的部件或部件支承件的变形和位移不违背系统分析的方法所依据的限制和假设。当指定了核安全级和非核安全级部件弹塑性应力或变形设计限值，申请者应提供用于计算事故工况载荷下应力和/或变形的分析方法。申请者还应说明生成每个部件的载荷函数的步骤。

3.9.2 系统、部件和设备的动态试验和分析

申请者应提供在振动载荷（流致振动、声共振、假想管道破裂和地震事件等引起的）作用下保证管道系统、机械设备、堆内构件和支承件（包括电缆管道、电缆托盘及通风管道的支承件）的结构完整性和功能性要求的设计准则、试验程序和动态分析文件。

3.9.2.1 管道振动、热膨胀和动态效应

申请者应提供下列系统在启动功能试验期间的管道振动试验、热膨胀试验和动态效应试验的资料：核安全 1 级、2 级和 3 级管道；在抗震 I 类构筑物内的其他高能管道系统；故障会使抗震 I 类核动力厂设施降低到不可接受程度的高能管道部分和位于安全壳外的中能管道系统中属抗震 I 类的管道部分。申请者应表明通过这些试验将证明管道系统、约束件、部件和支承件已经被设计成（1）能承受

服役期间预期的稳态工况和运行瞬态工况下的流致动态载荷；（2）正常的热膨胀是不受约束的。

申请者应提供包括以下与管道振动、热膨胀和动态效应试验相关的资料。

（1）受监测的系统清单。

（2）试验期间部件经受的不同运行流场模式和瞬态工况的清单，如紧急停泵、阀门关闭等。

（3）试验期间对管道系统作目视检查和测量的位置清单。对每个所选的测量位置，应包含峰-峰值或其他用来表示应力和疲劳限值在设计范围之内的验收准则。申请者还应提供验收准则和管道运动监测位置选择的原则和依据。若具体的实施细节在 PSAR 阶段不能完成，可在分析中使用有代表性的条件和边界条件，并提交审查。申请者应在 PSAR 阶段提供一种合适的建议方法来确保竣工的核动力厂与 PSAR 阶段所审查的设计一致。

（4）系统中热位移较大的阻尼器清单，以便测量阻尼器由冷态位置到热态位置时的行程。申请者应在 PSAR 阶段建议一种合适的方法来确保竣工的核动力厂与设计一致。

（5）热运动监测大纲的说明，以确保有足够的间隙使系统、部件和支承的正常热运动不受约束。如果振动超过限值、管道系统约束件不合适或已损坏，或测量不到阻尼器活塞的运动，申请者应提供采取的纠正措施的说明。

3.9.2.2 抗震 I 类机械设备的抗震分析和鉴定

申请者应说明对抗震 I 类系统、部件、设备和其支承（包括电缆管道、电缆托盘及通风管道的支承件）进行的抗震分析和鉴定，

以确保其在假想地震中和地震后能保持结构的完整性和可运行性。

3.9.2.2.1 抗震鉴定试验

申请者应说明抗震 I 类机械设备进行抗震鉴定试验时所采用的方法和准则。

3.9.2.2.2 抗震系统分析方法

申请者应说明抗震分析方法（如反应谱法、时程法、等效静力法），并应在说明中包含以下资料：系统动态分析采用的方法；为选取重要模态和足够多质量点和自由度所采用的方法；在抗震动态分析中考虑的其他重要效应，如管道相互作用、外部结构限制、流体动态效应（包括质量和刚度效应）及非线性响应。

如果申请者采用等效静力法代替动态分析，则应论证此系统用简单模型就能真实模拟，且按此方法得出的结果是保守的。

3.9.2.2.3 地震循环次数的确定

申请者应说明在一次地震事件中假定的地震循环次数，系统和部件的最大设计循环次数，以及确定这些参数所使用的准则。

3.9.2.2.4 频率选择的准则

申请者应提供用于将部件和设备的基频与支承结构的主频率分隔开的准则或方法。

3.9.2.2.5 地震运动的三个分量

本节应说明在计算系统和部件的地震响应时如何考虑地震运动的三个分量。

3.9.2.2.6 模态响应的组合

当使用反应谱方法时，应说明模态响应（如剪力、弯矩、应力、挠曲和加速度）组合所采用的方法，包括频率密集型振型的组合方

法。可参考 GB 50267 附录 B 中的方法或其他设计法规标准推荐的适用方法。

3.9.2.2.7 具有不同输入的多支承的设备和部件

本节应说明对在一个构筑物内或两个构筑物之间支承在不同标高处的设备和部件进行抗震分析时所用的分析方法。

3.9.2.2.8 常量垂直静载系数的采用

在适用时，申请者可采用常量垂直静载系数代替抗震系统的垂直动态分析来计算受影响的系统、部件、设备及其支承设计的垂直响应载荷，但对这种简化方法的适用性应进行论证。

3.9.2.2.9 偏心质量的扭转效应

本节应说明系统抗震分析中考虑偏心质量（如阀门执行机构）的扭转效应时所用的方法。

3.9.2.2.10 其他管道与抗震 I 类管道的相互作用

本节应说明抗震 I 类管道抗震设计中用于计算非抗震 I 类管道系统地震运动的抗震分析方法。

3.9.2.2.11 阻尼值选取

本节应说明选取用于系统、部件、设备和它们的支承的阻尼值的准则。

3.9.2.2.12 试验和分析结果

申请者应提供试验和分析结果以证明完成的抗震鉴定是充分的。如果抗震鉴定试验在提交 FSAR 申请阶段不完整，则申请者应说明包括时间节点在内的实施大纲。

3.9.2.3 堆内构件在瞬态和稳态条件下的动态响应分析

对原型（首次设计）反应堆，申请者应说明堆内构件由于瞬态和稳态引起的系统动态分析和响应。申请者应证明堆内构件的设计在正常运行工况下的可接受性，并提供堆内构件的预期输入强迫函数和振动响应。

对于非原型反应堆，申请者应提供设计参考的原型堆方面的信息，并给出试验和分析结果的概要说明。

3.9.2.4 堆内构件的预运行流致振动试验

申请者应提供堆内构件的预运行流致振动试验大纲，并证明在正常运行期间不会发生流致振动引起结构的失效。

针对原型堆，应说明流动模式、振动监测传感器的类型和安放位置、测量数据的处理和解释所采用的程序和方法、目视检查计划、试验结果与分析预计结果的比较以及可能的增补试验（如部件振动试验、流动试验、比例模型试验等）。

针对非原型堆，应明确其所参考的原型堆，并给出所参考原型堆相关试验和分析结果的概要说明。

如有与适用的法规标准相偏离的地方，申请者应明确并解释说明原因。

3.9.2.5 堆内构件在事故下的动态系统分析

申请者应讨论用于确认堆内构件和反应堆管道系统中未破裂环路的结构设计充分性的动态系统分析方法，因为它涉及在失水事故或蒸汽管线破裂和 SL-2 同时发生时能承受动态效应而不丧失其基本功能。

申请者应提供以下动态系统分析的相关资料：

(1) 在分析中使用的管道、管道支承、堆内构件、燃料组件、

控制棒组件及其驱动机构的系统动态数学模型示意图，并给出所有结构分解和解耦的依据；

(2) 获得强迫函数所用方法，及用于失水事故或蒸汽管线破裂和 SL-2 事件（包括系统压差、方向、升温时间、大小、持续时间、初始条件、空间分布和载荷组合）的动态分析时所用的强迫函数的说明；

(3) 用于计算总体动态结构响应的方法，包括结构在承压时的屈曲响应；

(4) 动态分析的结果。

3.9.2.6 堆内构件振动试验和分析结果的关系

应给出堆内构件预运行振动试验结果与运行瞬态和稳态条件下的动态分析结果的比较，对分析方法进行修正。通过对固有频率之类的动态特征的比较，验证在事故工况下（失水事故、蒸汽管线破裂、SL-2）所采用的数学模型。

3.9.3 核安全 1、2、3 级部件、部件支承和堆芯支承结构

申请者应能提供相关的设计和建造文件，以说明核安全 1、2、3 级的部件、部件支承和堆芯支承结构是根据适用的标准规范的规定设计和建造的，能够保证其结构完整性。如果在安全分析报告申请阶段尚未得到所要求的竣工信息，申请者应提供当前的设计信息。申请者应提出适当的方法以确保竣工的核动力厂与安全分析报告申请阶段审查过的设计一致。

3.9.3.1 载荷组合、系统运行瞬态和应力限值

对于依据适用的标准规范设计且被划为核安全 1、2、3 级的部件，申请者应提供设计载荷和使用载荷（包括系统运行瞬态的载荷、与之

组合的假想地震和其他瞬态事件的载荷等)。申请者应提供核安全 1、2、3 级部件支承结构和堆芯支承结构的设计载荷组合和使用载荷组合,并为所有的载荷组合选定适当的设计限值和使用限值。申请者应说明实际的设计和使用应力限值以及变形准则与适用的标准规范相应许用限值要求的符合性。对于核安全 1、2、3 级部件、部件支承和堆芯支承结构,申请者应提供允许其非弹性变形的使用应力限值的资料,并提供对设计程序的验证资料。还包括现场运行管道和承受运行期间动态载荷的部件内件(如阀门的阀瓣、阀座以及泵轴)的资料。

对于核安全 1 级部件、堆芯支承结构和 1 级部件支承,申请者应提供下述资料:

(1) 所用数学模型或试验模型的概要描述;

(2) 计算或试验方法(包括简化假设)以及在部件和支承按事故限值设计时,系统和部件所用分析方法的确定和分析方法的适宜性的论证;

(3) 在 PSAR 阶段,应给出所有核安全 1 级部件、堆芯支承结构和 1 级部件支承在不同工况下的初步分析与评价结论。在 FSAR 阶段,应给出计算值与许用限值之差小于 10%许用限值所对应设备和支承的分布点及其应力结果的清单。

对于其他级别的部件及其支承,应提供下述资料:

(1) 所用试验模型的概要描述;

(2) 提供用于评定事故工况下部件及其支承的数学模型和试验模型的汇总描述;

(3) 在 PSAR 阶段,应给出所有核安全 2 级、3 级部件及其支承在不同工况下的初步分析与评价结论。在 FSAR 阶段,应给出计算值

与许用限值之差小于 10%许用限值所对应设备和支承的分布点及其应力结果的清单。

3.9.3.2 压力释放装置的设计和安装

申请者应描述适用于核安全 1、2、3 级部件超压保护的压力释放装置（例如安全阀和释放阀）的设计和安装准则，并包括用于评价的载荷组合和应力准则评价的资料。针对安全阀或释放阀开启产生的快速喷放而产生的反作用力和作用在封闭排放系统安全阀或释放阀下游管线的瞬时流体载荷，本节应提供资料供设计审查。申请者应描述安全阀和释放阀系统的假设载荷组合，该系统包括阀门、上下游管道或排放管道以及系统支承等。

对于载荷组合，应确定最苛刻的载荷组合：由内部流体重量、动量及压力产生的载荷；阀门和管道自重；升温时的热载荷；阀门稳态和瞬态运行产生的载荷；阀门排放时的反作用力（如：推力、弯曲、扭曲）；地震载荷。

论述应包括所用分析方法和动态载荷系数的大小。申请者应论述分析管道和支承系统的结构响应的描述。特别关注在阀门排放产生的动载荷下，评价支承和约束件的刚度效应的动力或时程分析。申请者应提交该分析的结果。

如果申请者提出使用阻尼器，应描述阻尼器的性能特性，以保证在阻尼器分析中已考虑在阀门稳态运行工况产生的载荷、某一压力瞬态过程中阀门反复启闭产生的循环载荷的作用。

3.9.3.3 泵和阀门可运行性保证

申请者应提供所有核安全 1、2、3 级能动泵和能动阀门一览表。本节还应提供试验大纲或试验和分析大纲采用的准则，以保证在特

定核动力厂事件发生时或发生后需执行功能的泵和需执行启闭安全功能的阀门的可运行性。论述大纲的要素，包括试验条件、特定核动力厂事件的载荷、瞬态载荷（包括地震载荷、与其他系统动态耦合、应力限值和变形限值）、以及保证可运行性的其他相关资料。应包括 3.9.3.1 节中设定的设计应力限值。

本节应包括分析或试验大纲的实施结果、应力和应变值的汇总表、环境鉴定结果、每个部件鉴定试验中最大包络工况（包括接管连接载荷和可运行性结果）。

3.9.3.4 部件支承

本节应提供本文件 3.9.3.1 中论证的部件支承的载荷组合、系统运行瞬态、应力限值和变形限值。

申请者应提供用于核安全 1、2 和 3 级部件支承评定的信息，包括能动部件的板壳型、线型和标准型支承的设计和结构完整性的评定。申请者应依据安全分析报告 3.9.3.3 的描述、分析和/或测试部件支承，包括其对设备或部件的可运行性的影响。申请者应提供用于分析或试验实施程序的验收准则和结果。系统内每个部件支承考虑的载荷组合，包括每个载荷组合的相应的使用应力限值参考适用的标准规范。

3.9.4 控制棒驱动系统

本节应提供有关控制棒驱动系统的信息。对于电磁系统，应包括控制棒驱动机构直至与反应性控制元件的耦合接口。对于液压系统，应包括控制棒驱动机构、液压控制单元、冷凝水供应系统和紧急停堆排放容器，直至与反应性控制元件的耦合接口。对于这两种类型的系统，应将控制棒驱动机构外壳视为反应堆冷却剂压力边界

的一部分。安全分析报告第 4.5.1 节中应包括有关控制棒驱动系统材料的信息。

如果提出了其他类型的控制棒驱动系统，或者如果在当前类型的控制棒驱动系统中包含了此处未特别提及的新功能，则申请者应提供有关新系统或新功能的信息。

3.9.4.1 控制棒驱动系统的描述

申请者应提供包括设计准则、试验大纲、设计图纸及控制棒驱动装置运行方式的摘要在内的说明性信息，以便评定系统能否圆满完成其设计功能。

3.9.4.2 控制棒驱动系统设计规范

申请者应指出在控制棒驱动系统的设计、制造、施工和运行中所应用的设计法规、标准、规范和标准实践，以及设计总则、管理导则和立场等。以上各种准则以及应用这些准则的设备的名称列表如下。

(1) 安全分析报告 3.2.3 节中有关本系统承压部分的列表：

(a) 对于属于反应堆冷却剂压力边界的承压部分，应给出其满足适用的法规标准相关规定的情况；

(b) 对于不属于反应堆冷却剂压力边界的那些部分，应给出其符合适用的法规标准的程度。

(2) 对控制棒驱动系统非承压部件需要评估论证其应力、变形和疲劳许用值的设计裕量是否足够。如果使用试验测试方案代替设计分析，申请者应论述此试验方案是否充分覆盖控制棒驱动系统中的应力、变形和疲劳。如果申请者在提交申请时此试验测试方案不完整，则应说明包括时间节点、完成日期和预期结果在内的实施方案。

3.9.4.3 设计载荷、应力限值和许用变形

本节应提供关于适用的设计载荷及其适当组合、相应的设计应力限值和相应的许用变形等方面的信息。所关心的变形是那些妨碍安全级功能所需运动发生的变形。申请者应提供如下资料。

(1) 如果用实验测试来确定许用应力和许用变形，需要提供包括载荷组合、设计应力限值和许用变形准则在内的测试程序的说明。如果在提交申请时没有完成实验测试，需要提供包括时间节点、完成日期和预期结果在内的实施方案的说明。

(2) 对于没有按照适用的法规标准设计的部件，需提供设计限值和设计安全裕量。

(3) 按照适用的法规标准设计的部件，应提供 3.9.3 所要求的类似资料。

(4) 将实际设计与设计准则和设计限值做比较，以证明实际设计没有超出这些准则和限值。

3.9.4.4 控制棒驱动系统的可运行性保证大纲

申请者应提供实施可运行性保证大纲的计划，或参考以往类似设备的试验大纲或标准行业程序。本节应说明可运行性保证大纲如何包含寿期试验大纲。

申请者应说明包括时间节点在内的可运行性保证大纲的执行计划。

3.9.5 压力容器堆内构件

申请者应给出依据适用的法规标准设计的内部构件的具体设计规范、载荷组合、许用应力和变形限制。

3.9.5.1 设计布置图

申请者应提交堆内构件的所有结构件、系统、部件、组件的实体布置图或设计布置图，其中包括反应堆压力容器内这些组件的定位和紧固方式，堆内组件和部件的轴向和横向支承方式以及补偿热效应和其他效应所造成的尺寸变化。该说明应包括每个组件的功能要求。申请者应确认与以往核动力厂的设计相比，其中任何重要改动按照 3.9.2.4 小节的要求不会影响声载荷和流致振动的试验结果。

3.9.5.2 载荷条件

申请者应确定核动力厂和系统的运行工况和设计基准事件，为设计堆内构件提供依据，以能够按照 3.9.1.1 节的要求承受正常运行、流致振动和声载荷、预期运行事件、假想事故和地震等工况载荷。

申请者应确定哪些设计规范或规范案例是适用于堆内构件的设计、分析、制造与无损检测的验收标准。堆内构件可分为堆芯支承结构和内部结构，并应论述其设计准则。申请者还应当说明堆芯支承结构的设计和建造应符合相应的法规标准的要求。

3.9.5.3 设计基准

申请者应提供所有在堆内构件设计中的设计载荷与运行载荷及其载荷组合（例如：运行压差、热载荷、热分层、地震载荷、流致振动载荷、声载荷、假想失水事故有关的瞬态压力载荷和管道破裂引起的不对称载荷）。应定义在“正常”、“异常”、“紧急”和“事故”工况中的这些载荷和载荷组合。对于每一个具体的载荷组合，申请者应提供用于堆内构件的许用设计限制或使用限制。考虑到部件的运行环境影响，申请者应提供变形、循环和疲劳的限值。申请者还应该证实这些部件的变形不会妨碍相关组件功能。申请者应提

供各个设计限值和使用限值下的最大总应力、变形和疲劳累积使用系数，安全分析报告 3.9.2 节给出动态分析的细节。

3.9.6 泵、阀和防甩约束件的在役试验

本节应阐述安全级的泵、阀和防甩约束件/阻尼器的在役试验大纲的规定，以保证其在整个核动力厂寿期内处于一个随时运行准备就绪状态并能够执行其安全功能。

3.9.6.1 泵的在役试验大纲

申请者应提供以下内容：

(1) 在役试验大纲中应列出执行在役试验的安全级泵的一览表，包括其等级；

(2) 在役试验大纲中应列出泵在正常、在役试验和设计基准工况下的转速、流体压力、流量和泵振动要求的说明（包括试验参数和验收准则）；

(3) 建立和测量上述参数基准值和实测值的推荐方法，并说明仪表的精度和测量范围；

(4) 推荐的泵的试验计划和进度计划（包括试验持续时间）；

(5) 对大纲执行计划包括关键节点的说明。

3.9.6.2 阀门的在役试验大纲

申请者应提供以下内容：

(1) 在役试验大纲中执行在役试验的安全级阀门一览表，包括其类型、标识、规范等级、试验规程、阀门分类、阀门功能、试验参数和试验周期；

(2) 提供应测量的动力操作阀（包括电动阀、气动阀、液动阀

和电磁阀) 基准值的建立方法和实测值的测量方法;

(3) 阀门试验规程和进度计划(包括在冷停堆和换料期间试验计划的说明);

(4) 对大纲执行计划包括关键节点的说明(包括执行电动阀大纲相关的特定关键节点)。

3.9.6.2.1 电动阀的在役试验大纲

在本节中, 申请者应提供以下内容。

(1) 描述在役试验大纲, 该大纲将定期验证安全级的电动阀达到设计基准的能力, 包括:

(a) 说明定期试验(或结合非设计基准下试验结果进行分析)是如何客观地证明电动阀在设计基准工况下连续开和关的能力的;

(b) 对任何在役试验周期超过 5 年或 3 个换料大修(取时间较长者)应证明其合理性。

(2) 描述电动阀的役前和在役试验是如何证明阀门满足下列准则的:

(a) 能够完成其安全功能要求的阀门全开和/或全关;

(b) 考虑了诊断设备的不确定度、电压的降低、控制开关的可重复性, 以及对负载敏感的电动阀行为留有足够的裕度;

(c) 电动阀的最大扭矩和/或推力(适用时)不会超过电动阀零件所允许的结构限值和电压不足时的电机性能的限值(考虑诊断设备误差和控制开关的可重复性, 应有足够裕度)。

3.9.6.2.2 除电动阀外的其他动力操作阀的在役试验大纲

在本节中，申请者应提供以下内容：

(1) 描述动力操控阀在安装前或作为试运行试验一部分时对执行其设计基准功能如何进行鉴定；

(2) 描述动力操控阀的在役试验大纲，并说明大纲是如何按相应的法规标准并结合电动阀分析和试验所得到的反馈编写的；

(3) 解释如何验证电磁阀在合适的电源电流和电压下执行其安全功能并满足 IE 级电气设备的要求。

3.9.6.2.3 止回阀的在役试验大纲

在本节中，申请者应提供以下内容。

(1) 描述每个止回阀执行的役前和在役试验，包括：

(a) 对用于监测内部零件状态和测量液体流动、阀瓣位置、阀瓣移动、阀瓣冲击力、密封程度、泄漏率、性能退化和阀瓣试验参数的测量设备或非侵入式诊断技术进行说明；对测量设备及其工作原理和验证技术进行说明；论证说明役前试验时测量设备和运行及精度的验证；

(b) 验证试验将在正常运行工况，以及冷停堆和其他模式（如果该工况是重要的）的温度和流动条件下进行；

(c) 验证试验将确定阀门打开到全开位置所要求的流量；

(d) 验证试验将包括在泵快速启停以及其他预期的系统运行工况下可能出现的反向流影响。

(2) 对用于定期评估止回阀性能退化及性能参数的非侵入式诊断技术进行说明。

(3) 验证役前和在役试验成功满足验收准则并包括以下评价：

- (a) 证明阀瓣在模拟系统预期运行工况的所有试验模式（基于阀门的压差方向）下均能按预期全开或全关；
 - (b) 不通过解体确定阀瓣的位置；
 - (c) 验证阀瓣能自由地移动至和离开阀座；
 - (d) 证明阀瓣在正常和其他要求的系统运行流动条件下能稳定保持在开启位置；
 - (e) 对于非能动核动力厂设计，验证阀瓣能在正常和其他预期的最小压差条件下自由地离开阀座。
- (4) 确认管道的设计特征能适应所有适用止回阀的试验要求。
- (5) 说明止回阀的在役试验大纲如何满足相应法规标准中的相关要求。

3.9.6.2.4 压力隔离阀的泄漏试验

申请者应提供压力隔离阀的清单，包括每个阀门的分级、允许泄漏率和试验周期。

3.9.6.2.5 安全壳隔离阀的泄漏试验

申请者应提供安全壳隔离阀的清单，包括每个阀门或者阀门组合的允许泄漏率。

3.9.6.2.6 安全阀和释放阀的在役试验大纲

申请者应在在役试验大纲中提供一份阀门清单，包括其类型、规范等级、阀门分类、阀门功能、试验参数和试验频度。

3.9.6.2.7 手动阀的在役试验大纲

申请者应提供手动阀的清单，包括其安全级功能。

3.9.6.2.8 爆破阀的在役试验大纲

申请者应该提供爆破阀的清单，包括试验计划和纠正措施。

3.9.6.3 防甩动力约束件的在役试验大纲

为了描述动力约束件的在役试验大纲，申请者应提供以下内容。

(1) 提供一个清单，列出所有在其支承系统中使用阻尼器的安全级设备，包括：

- (a) 使用阻尼器的系统和设备标识；
- (b) 说明在每个系统中和设备上使用的阻尼器的编号；
- (c) 阻尼器的类型标识（液压式或机械式）；
- (d) 阻尼器遵守的规范标准；
- (e) 说明阻尼器是否作为防冲击、减振或双重目的使用；
- (f) 如果阻尼器用于双重目的或减振，应说明是否对阻尼器和设备进行了疲劳强度的评价。

(2) 描述动力约束件的目视检查（例如：核查退化情况、破裂的液压罐、零件缺失和泄漏）和功能试验的在役试验大纲（包括试验频度、持续时间和检查方法）；并规定动力约束件试验的基准。

(3) 描述保证所有阻尼器在核动力厂预运行启动试验前被正确安装。

(4) 确认阻尼器的维修、在役检查、试验和可能修理或替换的可达性规定。

(5) 描述阻尼器在役试验大纲的执行程序（包括关键节点）。

3.9.6.4 请求免除或替代

申请者应该提供请求免除（或替代）在役试验要求的设备相关信息。信息应该包括以下内容：

(1) 设备名称、编号、功能、依据相应法规标准的规范等级、阀门分类和泵组别的说明；

(2) 请求在役试验的免除或替代的说明;

(3) 描述推荐的在役试验大纲执行计划, 包括关键节点。

3.10 机械设备和电气设备的抗震鉴定和动态鉴定

申请者应确定需承受地震载荷与正常和事故载荷共同作用的所有仪表、电气设备、机械部件(除了管道)及其支承。这些设备应包括:(1)对应急停堆、安全壳隔离、堆芯冷却、安全壳和反应堆热量导出至关重要的系统的相关设备;(2)对防止放射性物质向环境大量释放至关重要的设备;(3)需要在事故中和事故后用来评价核动力厂和环境条件的仪表。

申请者需确定以下设备:(1)自动执行上述功能的设备;(2)操纵员手动执行上述功能的设备;(3)故障后会妨碍完成上述一项或多项安全功能的设备。这包括反应堆保护系统所用设备、专设安全设施、应急电源系统以及所有辅助安全级系统和支承。机械设备的例子包括泵、阀门、风机、阀门操作器、阻尼器、蓄电池与仪表的框架、控制盘台和电气机柜的框架;电气设备的例子包括阀门执行器电机、电磁阀、继电器、压力开关、水位传送器、电气贯穿件、泵与风机的电机。

在 PSAR 阶段,申请者应确定机械设备与电气设备的抗震鉴定和动态鉴定的法规标准、鉴定方法、鉴定程序、验收准则,并给出待鉴定设备初步清单。在 FSAR 阶段,申请者应给出最终的鉴定设备清单以及鉴定结果,并提供相应的鉴定报告待审查。

3.10.1 抗震鉴定所采用的准则

申请者需提供用于抗震鉴定的准则,包括选择采用某种试验或分析方法的准则、在确定地震载荷和其他相关动态载荷时的输入、

论证抗震鉴定大纲的适用性等。应说明所采用的抗震鉴定准则与相应法规标准（如 HAD102/02 的第 4 章及 HAF·J0053《核设备抗震鉴定试验指南》）的符合程度，并对不一致的地方提供适当的论证。

3.10.2 机械和电气设备及仪表的鉴定方法和程序

申请者应说明所采用的鉴定方法和程序，包括试验和/或分析结果。这些方法和程序用来确保机械和电气设备发生 SL-2 时的结构完整性和可运行性。

3.10.3 机械和电气仪表设备支承件的分析或试验的方法和程序

申请者应说明用于机械和电气设备的支承件的抗震分析或抗震试验的方法和程序，包括分析和试验结果；在抗震分析或试验中需考虑支承件对抗震鉴定的影响。应包括对蓄电池与仪表的框架、泵、阀门、阀门操作器、风机、控制盘台、电气机柜和电缆托盘等支承的说明。

3.10.4 试验和分析结果及经验数据库

申请者应能提供试验和分析的结果以证明开展了充分的抗震鉴定且抗震性能满足设计要求。如果拟采用经验数据法作鉴定，则应提供鉴定方法和程序，包括详细的经验数据库，以确保 3.10.2 中所述的相应范围内的机械和电气设备的结构完整性和可运行性。

3.11 机械和电气设备的环境鉴定

根据 HAF102 中 5.5.2 节相关要求，应列出需进行环境鉴定的机械和电气设备。这些设备必须在正常环境条件、预期运行瞬态、事故和事故后环境条件下执行其安全功能。这些机械、电气设备所在系统对应急停堆、安全壳隔离、堆芯冷却、安全壳和反应堆热量排出是至关重要的。此外，还应包括其失效会影响安全级设

备执行安全功能的设备、会误导操纵员的设备，以及对阻止放射性物质向环境大量释放至关重要的设备。

3.11.1 设备的安装位置和环境条件

应列出需进行环境鉴定的设备清单，这些设备应包括：（1）对应急停堆、安全壳隔离、堆芯冷却、安全壳和反应堆排热至关重要的系统相关设备；（2）对防止放射性物质向环境大量释放至关重要的设备；（3）需要在事故中和事故后用来评价核动力厂和环境条件的仪表。

安全壳内外需进行环境鉴定的设备都需明确其具体位置。对位于安全壳内的上述设备，应确认其位置是在飞射物屏蔽范围内或范围外。

应具体列出设备所处区域的正常环境条件和事故环境条件，包括温度、压力、湿度、放射性、化学条件、水淹及振动（非地震）。对正常环境，应提供具体值，包括那些因失去环境控制系统形成的环境条件。对事故环境，应明确造成事故环境条件的原因（如失水事故、蒸汽管线破裂或其他），应绘制环境条件随时间变化的曲线，并明确每种设备在事故环境中需运行的时长。

3.11.2 环境鉴定试验的方法

环境鉴定试验应证明（1）设备在其寿命期间需要运行的时候，能在所有假定的服役环境条件下保持可运行性；（2）在执行完其安全功能后设备的失效不会威胁核动力厂安全或误导操纵员。

环境鉴定试验应考虑所有的环境条件，包括由核动力厂的任何正常运行模式、预期运行瞬态、预计运行事件、设计基准事故后以及安全壳试验等可能引起的所有环境条件。应描述每种设备

所进行的鉴定试验方法进行描述以证明该设备在正常运行和事故环境条件下能够执行其功能。

应详细说明鉴定方法是否满足相关法规要求，并说明上述方法与适用的核安全导则的一致性，或论证替代方法的可行性。

3.11.3 丧失环境控制

应确定设计基准以确保在失去环境控制系统（如伴热、通风、加热、空调）的情况下不会对物项的可运行性产生不利影响，上述物项包括电气和仪控设备以及依靠伴热系统进行防冻的仪表管线。应对确定“最坏情况”下的环境（如温度、湿度等）条件所作的分析进行描述，其内容应包括会引起停堆的温度限值的确定方法，还应包括为证实仪控设备和电气设备在极端环境条件下具有可运行性所作的任何试验（在制造厂或现场）的说明。申请者应将每种设备成功完成的鉴定试验及其鉴定状态形成文档。

3.11.4 估算化学和放射性环境

应确定正常运行和设计基准事件下的化学环境。对位于安全壳内的专设安全设施（如安全壳喷淋、应急堆芯冷却系统）的启动或再循环阶段，应确定在堆芯和安全壳地坑中的液体的化学组成和最终的 pH 值。

应确定用于评定放射性环境的辐照剂量和剂量率，并说明基于放射性源项估算辐照剂量所采用的方法与核监管机构认可的源项计算方法的一致性。对专设安全设施系统中采用有机材料的部件，应单独列表列出每项部件的 β 和 γ 辐照剂量，并列出每种照射的平均能量。对位于安全壳外的专设安全设施系统，应说明对放射性的估算是否考虑到源项的影响因素，如安全壳泄漏率、气

象弥散（如果适用），以及其他专设安全设施系统运行的影响。应列出在计算中应用到的所有假设。

3.11.5 鉴定试验结果

申请者应明确说明已根据实际环境条件制定了环境鉴定要求，编制了每种设备的鉴定大纲，针对已完成的鉴定试验、鉴定过程及鉴定结果并形成文档，同时对上述文档进行了审查。鉴定试验文档中应全面充分地描述鉴定试验的范围、试验过程、试验结果和异常情况等内容，以证明其鉴定结论是可接受的。

3.12 管道设计

3.12.1 概述

本节内容涵盖了抗震 I 类、II 类及非核安全级抗震类管道及其支架的设计。同时，本节也讨论了安全级管道系统、管件及支承的结构性要求及功能完整性要求。管系的设计必须保证管道在正常运行工况、系统运行瞬态、假想管道破裂及地震工况时不丧失其安全功能。这包括管系上的承压部件及其支承、预埋管道、仪表管线，以及非抗震 I 类管道及其支架和抗震 I 类管道及其支架之间的相互作用。本节还包括抗震 I 类管道及其支承的设计瞬态及其载荷和在规定的设计工况和不同使用限制的载荷组合。

3.12.2 标准、规范

申请者应给出管道、管路附件及其支承在内的管道系统的设计所依据的法规标准，并证明满足其相关要求。同时，申请者的材料应包括用于编制管道系统设计规格书的要求和程序，包括载荷组合等。同时，申请者应列出管道系统在制造、建造、试验和在役检查时应满足的设计规范、标准等，申请者应注明各文件的版本、出版日期或附录。

应形成管系和支承设计报告以供审查。

3.12.3 管道分析方法

申请者应表明抗震 I 类、II 类及非抗震类管道和支承的设计是符合抗震子系统分析方法的。

申请者应说明在管路系统的地震动态分析中如何考虑在管道与支承间产生最大相对位移。同时应指出其他影响地震动态分析的因素，例如水动力效应和非线性响应等。

本节应描述用于数学分析用模型的计算机程序、地震次数、频率选择、阻尼准则（应符合 GB 50267 或其他设计标准规范）、模态响应的组合、等效静态因子、小口径管道的分析及抗震 I 类系统对其他系统的影响等。

3.12.3.1 试验应力分析

对于抗震 I 类核安全级及抗震 I 类非核安全级的管系设计，如果申请者采用试验分析方法来代替理论分析方法，则申请者必须提供足够的信息以证明试验分析方法的有效性。一般来说，在申请者开始试验应力分析方法前，最好可以先提交试验方法的相关细节包括应用的范围，获得认可后再进行试验。试验分析方法可参照相应设计标准规范的要求。

3.12.3.2 模态反应谱分析方法

模态反应谱分析方法及时程分析法是抗震 I 类管路及其部件分析的基本分析方法。申请者应描述考虑地震运动响应三个空间分量及模态响应组合（即剪力、力矩、应力、变形、加速度）的程序。申请者必须指出这些组合程序与 GB 50267 或其他设计法规标准推荐要求的符合性，还包括在模态响应的组合中对高频模态是如何考虑的。

如果申请者使用了其他地震分析方法，则必须提交相关资料以符合适用的管理要求，并从安全上证明是保守和等效的。

3.12.3.3 反应谱法（或几个支承不同输入运动的多点输入方法）

当管道系统中支承点（地震输入点）数量大于 1 时，可使用多点反应谱法代替包络反应谱法。采用反应谱法时，若管道跨越不同的建筑物或者同一建筑物的不同楼层时，应考虑不同支承点和连接点的不同地震反应谱的影响，可采用多点反应谱分析方法。当采用多点反应谱有困难时，可采用各支承点反应谱的包络线作为地震反应谱，同时考虑各支承点处相对位移的影响。对两个或两个以上支架的响应分析可应用平方和的平方根方法进行组合，在这种情况下，地震阻尼应与 GB 50267 或其他设计法规标准一致。

3.12.3.4 时程分析法

申请者在执行时程分析法时，可使用模态叠加法或者直接积分法。申请者在抗震分析描述时包括以下几点要求：

- （1）系统动态分析时所采用的方法；
- （2）重要模态的选择方法和足够自由度数或足够质量点数量的选择方法；
- （3）在地震动态分析时如何考虑两个支架产生的最大相对位移；
- （4）地震动态分析如何考虑其他重要效应（比如管道互相影响，外部施加的结构约束件，流体动力效应，质量和刚度效应，载荷和工况的类型，阻尼的准则和非线性化响应）。

如果申请者使用等效静力法代替动态分析，申请者应当证明简化的模型能够真实地反映该系统并且得到的结果具有保守性。

3.12.3.5 非弹性分析方法

若采用非弹性方法进行管道分析，应详细描述其计算方法、所针对的系统及验收标准。验收标准应与本文件 3.9.1 节的要求相符合。在使用非弹性分析方法前，应先通过审核并获得批准。

3.12.3.6 小口径管道方法

反应谱法可用于小口径和大口径管道的抗震分析。申请者应对抗震分析的方法做详细的描述，包括如何区分小口径和大口径、分析过程及验收准则。若申请者提出采用等效静载荷方法，那么此方法应满足 GB 50267 或其他设计法规标准的要求。申请者应说明方法的保守性及安全上等效的基本理由。

3.12.3.7 非抗震/抗震相互作用（抗震 II 类/抗震 I 类）

申请者应表明所有管道系统（抗震 I 类、抗震 II 类及非核安全级抗震类结构）的位置，包括各个管道系统间的距离。申请者应提供在抗震 I 类结构设计中的用于非抗震 I 类管道（抗震 II 类及非核安全级抗震类）的地震设计准则。申请者应说明非抗震 I 类管道（不要求其功能完整性，但其失效可能会对构筑物、系统和部件的安全功能产生不利影响的管道）的抗震设计。申请者应说明用于确保抗震 I 类系统在地震作用下不受非抗震 I 类管道失效影响的设计准则。

3.12.4 管道建模技术

申请者应提供用于抗震 I 类核安全级及非核安全级管系建模的准则及程序。应包括判断管系及支承系统是作为系统的一部分进行分析或是作为一个独立子系统分析的准则。申请者应描述抗震 I 类管道系统模型的类型（有限元模型、集中质量-梁模型、混合模型等）。对于所有用于抗震 I 类管道（核安全 1、2、3 级及非核安全级）分析的计算机程序，应阐述并提供其验证材料，可以是程序与程序的

对比验证，亦可为程序与试验的对比验证，以证明程序的有效性。

3.12.4.1 计算机程序

申请者应提供一份用于验证抗震 I 类核安全级和非核安全级管系结构及功能完整性的动态和静态分析的计算机程序清单，应与本文件 3.9.1.2 相符合。

3.12.4.2 管道动态分析模型

申请者应说明用于抗震 I 类管道及支承分析的模型类别（有限元、混合模型等），并提供用于抗震分析建模中的准则及程序。应说明在抗震系统分析的管道动态分析模型中如何考虑扭转（包括偏心质量）、弯曲、剪切、轴向变形以及弯曲部件的刚度变化所产生的效应。同时应提供判断管系是作为一个大构造系统的一部分分析或是作为一个独立子系统分析的准则和判据。

3.12.4.3 管道基准程序

申请者应提供一份用于验证抗震 I 类核安全级和非核安全级管系的结构完整性及功能的动态和静态分析的计算机程序清单。

申请者应提供上述计算机程序对一系列所选管道及相关分析的数学模型。此节应从模态频率、管道最大力矩、最大支承载荷、设备最大接管载荷和最大变形等方面，对各个模型的分析结果与批准的动态分析方法获得结果进行对比。如果存在差异，应论证其合理性。

3.12.4.4 解耦准则

申请者应提供将小管道系统从大管道系统中解耦的准则。当管路有大管道支承时，应提供支承管和被支承管的耦合动态模型或者提供被支承管道解耦模型中与支承管连接点处的放大的反应谱。

3.12.5 管道应力分析准则

3.12.5.1 地震输入包络谱和特定厂址谱

申请者须提供 SL-2 地震下的地震动反应谱。如果地面反应谱有别于 GB 50267 或其他设计法规标准所示的通用地面反应谱，申请者须对所用的每个阻尼比提供用于计算反应谱的程序及依据。

申请者应对计算楼板反应谱的编制程序、编制依据及其合理性进行说明。如果申请者使用单组人工时程分析法计算楼板反应谱，则应证明以下两点：（1）考虑了 GB 50267 或其他设计法规标准中的谱峰拓宽要求；（2）对于实际用于反应谱的所有阻尼比，用于自由场的人工时程相应的反应谱应包络自由场的设计反应谱。如果申请者使用多组时程计算楼板反应谱，则应提供考虑参数不确定性方法的依据。

3.12.5.2 设计瞬态

对于所有核安全 1 级管道系统和支承部件，申请者应提供在设计分析和疲劳分析中所使用的完整的瞬态清单，并应符合本文件 3.9.1.1 节的要求。

3.12.5.3 载荷和载荷组合

本节应提供管道系统和管道支承的设计工况和使用工况的载荷组合，载荷组合应符合本文件 3.9.3.1 节的要求。

3.12.5.4 阻尼值

对于抗震 I 类管道系统和管道支承，申请者须提供所采用的临界阻尼比，以百分数表示（随设备的制造类型不同而不同）。同时，申请者应对管道系统和管道支承所得出的阻尼值与 GB 50267 所提供的许用阻尼值进行比较。若采用与 GB 50267 或其他设计法规标准所

推荐的不同阻尼值，申请者应给出解释并阐明其理由。

3.12.5.5 模态响应组合

当使用反应谱分析方法来评估管道系统和管道支承的地震响应时，申请者应说明模态响应（如切应力、力矩、应力、变形和加速度）组合的方法，以及对于密集振型的模态响应的组合方法。同时，申请者应说明上述方法是否符合 GB 50267 或其他设计法规标准中推荐的关于模态响应组合的规定，以及是否对高频振型作了适当的考虑。

3.12.5.6 高频振型

申请者应说明管道系统和管道支承地震反应谱分析中对高频振型的选择如何考虑，并说明相关的方法。

3.12.5.7 核安全 1 级管系的疲劳评估

申请者应考虑环境对管道系统疲劳设计的影响，并描述考虑上述影响的方法。

3.12.5.8 热分层

申请者应评估并说明用于补偿热分层和热循环影响的管系设计方法。并说明所采用的计算机程序能够确保管道系统的持续完整性。

3.12.5.9 安全卸压阀的设计、安装和试验

如果为了核安全 1、2、3 级设备的超压保护而设置了压力释放装置（如安全阀和卸压阀），则对连接至上述装置的管道系统和管道支承，申请者应给出符合本文件 3.9.3.2 节要求的设计和安装准则。

3.12.5.10 功能性

申请者应描述和说明所有核安全 1、2、3 级管道系统的设计，

这些管道系统的功能对 D 级使用工况载荷条件下的安全停堆至关重要。

3.12.5.11 惯性和地震锚固位移的组合效应

如果管道在单一结构上在多个位置设置支承，或者架设于两个分离的结构上，申请者应评估管道系统在建筑结构支承点或锚固点（地震锚固点）处的相对位移以及对地震的惯性效应。相对位移效应考虑对最大位移进行最不利组合的情况。申请者还应评估支承点相对位移载荷与地震惯性载荷进行组合的合理性。

3.12.5.12 运行基准地震作为设计载荷

允许使用单一地震作为设计载荷，即申请采用小于或等于 1/3 倍 SL-2 的 SL-1 值，并因此而不再开展对 SL-1 的地震响应分析。

3.12.5.13 焊接附件

申请者应说明并解释管道支承部件、连接件或者与管道焊接附件的设计。这些设计应保证由非预期载荷导致这些附件或部件的失效不会引起管道压力边界的失效。

3.12.5.14 复合结构的模态阻尼

申请者应说明用于确定管道系统复合模态阻尼值的程序。建筑物和管道系统的耦合复合模态阻尼可以应用于管道与混凝土建筑结构的耦合。

复合模态阻尼也可应用于管道与柔性设备或柔性阀门的耦合。

3.12.5.15 无应力参考温度

本节应确定无应力参考温度（即低于此温度时无需考虑热应力），并提供在高于无应力参考温度时评价应力和载荷的管道设计热膨胀分析准则。

3.12.5.16 系统间冷却剂丧失事故

本节应说明并评估与反应堆冷却剂压力边界相连接的低压管道系统的各种设计特征。低压管道系统的设计必须能完全承受反应堆冷却剂系统的压力，且不丧失系统功能。

3.12.6 管道支承设计准则

此节应说明用于核安全 1、2、3 级管道支承的设计方法。

3.12.6.1 适用规范

申请者应提供用于设计或者用于管道支承的制造、建造、试验和在役检查过程中所依据的设计规范、标准等。申请中应明确版本、出版日期和附录。

3.12.6.2 管辖边界

边界范围为管道支承和锚固点之间。此边界应与相应设计标准规范的规定相符合。

3.12.6.3 载荷和载荷组合

申请者应提供载荷、载荷组合（包括系统瞬时工况）和管道支承的应力分析准则。管道支承设计时应力使用限制应采用相应设计标准规范的标准。

3.12.6.4 管道支承基板和锚固螺栓设计

申请者应说明管道支承基板和锚固螺栓设计方法。

3.12.6.5 能量吸收装置和止挡块的应用

申请者应提供管系中特殊支承（刚性间隙支承）的设计和分析方法。应用于管道和支承系统的推荐分析方法由迭代反应谱分析法组成。由迭代法计算得到的管道位移应与刚性间隙支承的刚度和间隙相匹配。

3.12.6.6 阻尼器的应用

如果申请者在管道支承中使用液压阻尼器，则设计和分析方法应与 3.9.3.2 保持一致。

3.12.6.7 管道支承刚度

申请者应根据设计需求说明在管道分析和支承设计时的管道支承的刚度值和/或支承变形限值。

3.12.6.8 地震自重激励

此节应说明在设计和分析计算中如何考虑假想事件下的载荷组合和管道支承在地震载荷下的使用限制。

3.12.6.9 辅助钢结构设计

申请者应说明作为管道支承的钢结构的设计和分析方法。由钢结构组成的管道支承的设计准则应与相应设计法规标准的要求相一致。

3.12.6.10 摩擦力考虑

对于滑动支承，申请者应说明并分析由管道带来的作用在支承上的摩擦载荷。

3.12.6.11 管道支承的间隙

此节应说明在管道与框架类型支承间的间隙和公差。

3.12.6.12 仪表管支承准则

申请者应说明仪表管线支承的设计准则。安全级仪表管支承的设计载荷和载荷组合与管道支承类似。仪表管支承的设计应符合相应设计标准规范的相关要求。

3.12.6.13 管道变形限值

申请者应说明并描述标准型管道支承对应的管道变形限值。此

标准型管道支承的位移应在制造商推荐的设计限值内。此限值可应用于止挡块、阻尼器、吊架和刚性拉杆的设计中。

3.13 螺纹紧固件（规范 1、2、3 级）

申请者应提供规范等级 1、2 或 3 级部件中所用螺纹紧固件（如螺纹螺栓，柱头螺栓）的选材准则，包括初次使用前和使用过程中的设计、制造、检验和验收准则。

3.13.1 设计考虑因素

3.13.1.1 材料选择

申请者应说明螺纹紧固件的选材方案，获得材料测试数据待查，并说明与所采用规范或标准的符合情况。

对于采用铁素体钢（即低合金钢或碳钢）加工的螺纹紧固件，申请者应当论证材料断裂韧性的试验情况（包括试验方法和试验结果）。

3.13.1.2 特殊材料的加工工艺和特殊控制

申请者应提供螺纹紧固件的加工要求。加工要求包括详细的加工工艺和为避免紧固件在服役过程中出现应力腐蚀开裂或其他形式的材料失效所采取的一些特殊工艺。对于与螺纹紧固件选材相关的任何环境因素均应加以说明。申请者应当说明润滑剂的使用和/或表面处理对螺纹紧固件机械连接性能的影响。

3.13.1.3 铁素体钢螺纹紧固件的断裂韧性要求

对于规范 1 级部件所采用的铁素体钢螺纹紧固件，申请者应说明该螺纹紧固件的断裂韧性试验，并证明其符合设计标准所规定的验收准则。

3.13.1.4 所用材料的测试报告

申请者应在运行许可证申请文件中对规范 1 级的材料测试报告中的材料加工验收结论及材料性能试验结果进行概述。

3.13.2 在役检查要求

申请者应证明螺纹紧固件的在役检查要求符合 HAF102 的要求。

如果运行许可证申请文件已经完成时，役前检查、断裂韧性试验或材料测试报告仍不完备，申请者应当给出执行计划，包括重要结点、完成日期和期望结果。

3.14 法规标准清单

申请者应在本节提供本章实际使用的法律、法规、标准、规范、技术见解等的清单，推荐采用表格形式。表格中内容应包含第 3 章所使用法规标准名称与编号及安全分析报告第 3 章中与之对应的具体章节编号。如果仅使用法规标准中的某一部分，应在列表中注明所使用法规标准具体条款编号。