

## 附件 3

# 《压水堆核动力厂最终安全分析报告格式与内容 -第五章 ( 征求意见稿 ) 》编制说明

《核动力厂最终安全分析报告》(以下简称 FSAR)是核动力厂运行许可证颁发的基础性文件,其主要描述核动力厂的安全要求、设计基准、厂址特征、系统设备设计、运行限值以及安全分析等重要信息。

根据中华人民共和国核安全法、生态环境部令第 8 号《核动力厂、研究堆、核燃料循环设施安全许可程序规定》的相关规定,核动力厂首次装投料前,营运单位应当向国家核安全局提交《核动力厂最终安全分析报告》。

为进一步规范压水堆核动力厂 FSAR 格式与内容,规范压水堆核动力厂安全分析的深度和广度,国家核安全局组织开展了《压水堆核动力厂最终安全分析报告格式与内容》的编制工作。考虑到 FSAR 章节较多,内容涉及面较广,将按章节逐步开展编制。

### 一、编制背景

#### (1) 相关参考文件

美国核管理委员会(以下简称 NRC)早期对核电厂的许可证管理依据美国联邦法规 10CFR Part50 《Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities》的规定实施“建造许可证”和“运行许可证”的“两步法”管理,并于 1972 年发布了管理

导则《Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants (LWR Edition)》(RG1.70.Rev0) 指导美国核电厂编制 FSAR 用于“两步法”许可证申请, 其当前有效版本为 1978 年修订的 RG1.70.Rev3。

按照 1989 年颁布了新的联邦法规 10CFR Part52 《Licences, Certifications, and Approvals for Nuclear Powerplants》, NRC 对核电厂的建造和运行实行联合许可证 (COL) 制度, 即“一步法”管理。NRC 于 2007 年发布了管理导则《Combined License Applications for Nuclear Power Plants》(RG1.206.Rev0) 指导美国核电厂编制 FSAR 用于“一步法”许可证申请, 美国新建 AP1000 核电机组均按照 RG1.206.Rev0 的要求进行 FSAR 编写。总体而言, RG1.206.Rev0 中关于 FSAR 格式与内容的技术条款和 RG1.70.Rev3 差异不大, 新增了个别章节和 COL 申请要求。虽然 NRC 于 2018 年修订发布了 RG1.206.Rev1, 但该版本删除了关于 FSAR 的具体技术条款, 无法指导 FSAR 的编制。目前 NRC 正在考虑对 RG1.206 再次修订, 计划补充“两步法”许可证管理的相关内容, 再废止 RG1.70.Rev3。

国际原子能机构 (IAEA) 于 2006 年也发布的技术导则 GS-G-4.1 《核电厂安全分析报告的格式和内容》, 但该导则仅提出了原则性要求。

## (2) 我国核电厂 FSAR 的实际情况

截至 2020 年 8 月, 我国共有 48 台运行核电机组、14 台在建核电机组, 包括华龙一号、国和一号、AP1000、CPR1000、WWER、CANDU、EPR、CNP300、CNP600 和高温气冷堆等多种堆型, 其中有从美国、法国、俄罗斯引进的核电技术, 也有我国自主研发的核电技术。尽管

我国核电行业存在多种堆型，但这些核电机组的安全分析报告均参考 RG1.70.Rev3 编制。由于 RG1.70.Rev3 已有 40 多年未升版修订，根据国内多年来 FSAR 的使用经验和审评经验来看，其技术条款无法完全适用我国核电建设发展，主要表现在以下几个方面。

- RG1.70 无法涵盖新堆型的新型系统设备，例如华龙一号的新增系统“堆腔注水冷却系统”、AP1000 机组的新型设备“堆芯补水箱”和“非能动余热排出热交换器”；
- RG1.70 的部分章节存在欠缺情况，例如，RG1.70 第 5 章缺乏关于主管道、稳压器、一回路阀门和支承件的技术条款；RG1.70 缺乏关于“人因工程”和“概率安全评价/严重事故”的技术条款；
- RG1.70 的部分内容和我国许可证管理规定存在不匹配的情况，例如我国法规要求核电厂质量保证大纲、调试大纲作为单独的执照申请文件进行编制提交，而 RG1.70 将上述内容放在安全分析报告中；

上述问题导致各营运单位在编制 FSAR 时某些章节的深度和广度存在较大差异，有些营运单位在 FSAR 中描述了一些安全无关信息例如设备厂家名称和非安全相关性能参数，导致机组投运后因为非安全相关系统设备改造而频繁修订 FSAR；有些营运单位在 FSAR 中对一些安全相关信息描述的不够详细例如一回路阀门的设计基准和安全相关性能参数，给核安全审评监督带来不便。因此针对我国核电发展新形势，有必要编制《压水堆核动力厂最终安全分析报告格式与内容》来规范 FSAR 格式与内容，以规范核动力厂安全分析的深度和广度。

## 二、 编制原则

考虑到 RG1.206.Rev0 和 RG1.70.Rev3 中关于 FSAR 格式与内容的技术条款差异不大，且 RG1.206.Rev0 新增了个别章节，本稿《压水堆核动力厂最终安全分析报告格式与内容》第五章主要以 RG1.206.Rev0 为参考蓝本编制，并结合了我国工程实践和以往审评经验进行修改和补充。

## 三、 编制过程

国家核安全局一直积极推进核动力厂 FSAR 格式与内容的编制工作，按照工作安排生态环境部核与辐射安全中心前期开展了大量相关研究并对 RG1.206.Rev0 进行了翻译，已完成了 FSAR 格式与内容初稿的编制。为进一步有效推动该编制工作，国家核安全局决定按章节、分阶段推进该工作。

2020 年 4 月，根据核二司工作要求，生态环境部核与辐射安全中心成立了编写组，对 FSAR 格式与内容第五章再次开展研究。

2020 年 5 月，编写组完成了压水堆核动力厂 FSAR 格式与内容第五章初稿修订，并经编写组内部讨论完善。

2020 年 6 月，编写组向国家核安全局汇报了初稿的编制情况和主要内容，与会领导和专家对主要内容进行了讨论，提出了若干修改建议。

2020 年 7 月，根据上次会议提出的修改建议，编写组再次对稿件进行了修订完善。

## 四、 主要编制内容

### (1) 主要框架内容

本稿与 RG1.206.Rev0 框架内容的对比差异见表 1，针对

RG1.206.Rev0 中未提及但在我国压水堆机组一回路中实际存在的系统设备，本稿新增了一些章节。

表 1. 本稿与 RG1.206.Rev0 框架内容的对比差异

RG1.206	本稿
5.1 概述 5.1.1 流程简图 5.1.2 管道和仪表流程图 5.1.3 标高图	5.1 概述 5.1.1 流程简图 5.1.2 管道和仪表流程图 5.1.3 标高图
5.2 反应堆冷却剂压力边界的完整性 5.2.1 与规范和规范案例的符合性 5.2.2 超压保护 5.2.3 反应堆冷却剂压力边界材料 5.2.4 反应堆冷却剂压力边界的在役检查和试验 5.2.5 反应堆冷却剂压力边界泄漏探测	5.2 反应堆冷却剂压力边界的完整性 5.2.1 与规范和规范案例的符合性 5.2.2 超压保护 5.2.3 反应堆冷却剂压力边界材料 5.2.4 反应堆冷却剂压力边界的在役检查和试验 5.2.5 反应堆冷却剂压力边界泄漏探测
5.3 反应堆压力容器 5.3.1 反应堆压力容器材料 5.3.2 压力-温度限值、承压热冲击，夏比冲击上平台能量数据和和分析 5.3.3 反应堆压力容器完整性	5.3 反应堆压力容器 5.3.1 反应堆压力容器材料 5.3.2 压力-温度限值、承压热冲击、夏比冲击上平台能量 5.3.3 反应堆压力容器完整性 5.3.4 反应堆压力容器保温层（当保温层结构用于严重事故时）
5.4 反应堆冷却剂系统部件和相连系统的设计 5.4.1 反应堆冷却剂泵 5.4.2 蒸汽发生器 5.4.3 反应堆冷却剂管道 5.4.4 预留 5.4.5 预留 5.4.6 反应堆堆芯隔离冷却系统（仅适用于 BWR） 5.4.7 余热排出系统 5.4.8 反应堆水净化系统（仅适用于 BWR） 5.4.9 预留 5.4.10 预留 5.4.11 稳压器卸压箱（仅适用于 PWR） 5.4.12 反应堆冷却剂系统高点放气 5.4.13 预留 5.4.13 预留 5.4.14 预留	5.4 反应堆冷却剂系统部件和相连系统的设计 5.4.1 反应堆冷却剂泵 5.4.2 蒸汽发生器 5.4.3 反应堆冷却剂管道 5.4.4 主蒸汽管线限流器 5.4.5 稳压器 5.4.6 阀门 5.4.7 余热排出系统 5.4.8 部件支承件 5.4.9 反应堆冷却剂系统卸压装置 5.4.10 堆腔注入冷却系统（如适用） 5.4.11 稳压器卸压排放 5.4.12 反应堆冷却剂系统高点排气 5.4.13 堆芯补水箱（如适用） 5.4.14 非能动余热排出热交换器（如适用） 5.4.15 严重事故专用卸压阀

## (2) 本稿与 RG1.206.Rev0 的主要差异及编制考虑

本稿在编制中考虑了以往一些审评经验，对 RG1.206.Rev0 中某些条款进行了修订和补充，与 RG1.206.Rev0 的具体差异见下文。同时针对 RG1.206.Rev0 中引用了大量美国的法规导则和标准如 CFR、RG 和 ASME，本稿编制中用具体技术条款替代了上述美国法规导则和标准。

### 5.1 总述

相比 RG1.206:

1) 删除了“独立性能”的描述,主要考虑独立性能的定义不明确,理解容易不一致;

2) 增加了”明确反应堆冷却剂系统的主要构成和系统边界”的要求;

3) 增加了“RCS 系统流量相关定义”,主要考虑机械流量、热工水力流量、最佳估算流量对应电厂的不同设计考虑。

#### 5.1.1 流程简图

本节参照 RG1.206 编写,内容无差异。

#### 5.1.2 管道和仪表流程图

相比 RG1.206,新增要求流程图中体现反应堆冷却剂系统边界及相应分级边界。

#### 5.1.3 标高图

相比 RG1.206,删除了“图中需显示 RCS 与支撑或周边混凝土结构有关的基本尺寸,由此可得到在布局中已提供了保护措施并在布置中加入了安全考虑”,考虑这在本节无法给出评价,建议在设备支撑和构筑物相关小节中提供上述信息。

## 5.2 反应堆冷却剂压力边界的完整性

### 5.2.1 与法规、导则、规范的一致性，和适用的规范案例（如适用）

本节编写参考 RG1.206 内容及 SRP5.2.1.1 节“审查范围”，由于美国联邦法规 CFR50.55a 规定了规范和规范版本，因此，RG 和 SRP 本节的标题均为“与 10CFR50.55a 规范和标准”的符合性，同时要求提供一张符合 10CFR50.55a 的 NRC 规章的表，确定压力容器、管道等各个部件的规范、规范版本。参考上述内容并根据我国实际情况，本节标题确定为“与法规、导则和规范的一致性”，要求列出反应堆冷却剂系统（RCS）和部件的设计、制造、安装、在役检查遵循的法规、导则、适用的规范、规范版本及增补，如不能符合导则、规范的规定，还需要说明替代要求的可接受性。

关于规范案例，国内部分核电厂参考 ASME 规范设计建造，涉及到 ASME 规范案例的使用，规范案例通常作为规范技术条款的替代要求，内容涵盖设计、材料、制造、在役检查等诸多方面，因此本节包括规范案例的相关内容，要求对 RCPB 部件设计、制造期间所采用的规范案例进行描述，由于在役检查相关规范案例通常在 SAR 报告中无法确定，根据工程实践，在役检查规范案例的使用在其他运行许可申请文件——“核电厂在役检查大纲”中描述。RG1.206 和 SRP 均有单独一节“5.2.1.2 适用的规范案例”，本节编写时考虑规范案例是规范条款的替代要求，且国内大多数核电厂不使用 ASME 规范案例，因此未单独设置一节。

### 5.2.2 超压保护

1) 在 RG1.206 中，要求描述包括以下四个系统的所有卸压装置（安全阀和泄压阀）：（I）RCS；（II）连接到 RCS 的辅助系统或应急

系统的一次侧；（III）连接到这些卸压装置排放口的排放和散热系统；（IV）蒸汽发生器二次侧”。考虑目前国内安全分析报告本节中对（II）、（III）类卸压装置没有描述，因此本稿不包括辅助系统卸压装置和排放装置，而放到其它章节中描述。

2) 相比于 RG1.206, 删除了 5.2.2.6、5.2.2.7、5.2.2.8、5.2.2.9、5.2.2.10 节。

#### 5.2.2.1 设计基准

相对 RG1.206, 结合审评经验补充明确了需描述的设计基准的两个方面：

1) 执行超压保护的系统或设备承担的正常运行功能和安全功能；

2) 设计中考虑的所有可能超压的事件，以及超压保护设计中所考虑的最严重瞬态或事故。

#### 5.2.2.2 设计描述

1) 本节内容将 RG1.206 原文“5.2.2.3 管道和仪表图表”以及“5.2.2.4 设备和部件描述”的合并。

2) 5.2.2 节为“超压保护”，侧重于超压分析计算方面的内容，本节仅要求对设计作简单描述，具体的设计描述引到第 5.4.9（一回路）或 10.3（二回路）相关内容。

#### 5.2.2.3 设计评价

1) 本节内容基本参考 RG1.206 编写，增加“本节应给出超压分析的结果，以说明设计能够保证超压保护相应的验收准则得到满足”。

2) 对于敏感性研究，允许申请者根据具体设计进行选择描述，

如本项目超压分析未进行敏感性研究，应说明原因。

#### 5.2.2.4 卸压装置安装和固定

本节内容基本参考 RG1.206 编写，增加“描述一回路压力边界和蒸汽发生器二次侧的卸压装置、排放管线的安装位置以及固定方式等”。

#### 5.2.3 反应堆冷却剂压力边界材料

##### 5.2.3.1 材料技术条件

相比于 RG1.206，删除了 RG1.206 中要求描述“金相状态”，考虑到“金相状态”是材料更详细的信息，不建议放在 FSAR 中，但可在审评中抽查完工报告中的金相检验报告；

##### 5.2.3.2 材料相容性

1) 相比于 RG1.206，将 5.2.3.2 的标题由“与反应堆冷却剂相容性”改为“材料相容性”，主要是考虑到此节内容还描述了保温层材料与压力边界材料的相容性；

2) 相比于 RG1.206，新增了“这些化学限值的制定依据”。例如美国 EPRI 技术文件“Pressurized Water Reactor Primary Water Chemistry Guideline”用于指导水化学控制；国内编制了 NB/T 20436-2017 用于“压水堆核电厂水化学控制”；

3) 考虑到 5.2.3 节主要关注的是设备腐蚀和压力边界完整性，因此此节不要求描述具体的水化学控制的相关内容，但要求描述水化学元素的控制限值。

4) 相比 RG1.206，新增了“保温层材料类型”，删除了“保温材料的选择、采购、试验、贮存及安装的资料”，删除原因是此节主要关注保温材料不会对奥氏体不锈钢管道造成污染，保温材料自身

的试验贮存安装等细节信息与安全关系不大；

5) 考虑到 WWER 机组主管道材质是合金结构钢，因此保留了条款“申请者应提供用于非奥氏体不锈钢管道上的保温材料可沥出污染物的相关信息”；

#### 5.2.3.3 铁素体材料的制造及加工

1) 相比于 RG1.206，新增了“断裂韧性的设计要求、相关试验实施依据的标准规范及验收准则”；

2) 相比于 RG1.206，删除“FSAR 中申请者应以表格形式提交断裂韧性的实测数据，包括相关的仪表和设备的标定资料”，考虑到具体实测数据很多，建议不放在 FSAR 中，但可在审评中让申请者提供审查；

3) 相比于 RG1.206，删除了“申请者应详细提供焊接工艺评定和产品焊接中建议的最小预热温度和最大道间温度，申请者应提供低氢、低合金钢焊条的湿度控制方面的资料”，上述信息属于焊接工艺规程中详细的内容，不宜放在 FSAR 中，建议在审评中进行抽查。

4) 关于“电渣焊”，虽然国内核电行业电渣焊使用的很少，但调研得知某些 M310 机组 RPV 堆焊时采用了电渣焊，因此保留了 RG1.206 中关于电渣焊的条款；

5) 参照 RG1.206，要求此节中应描述铁素体钢管件的无损检测，虽然国内大部分机组一回路管道采用奥氏体不锈钢，但 WWER 机组主管道采用低合金钢材料，建议保留此节；相比于 RG1.206，删除了“FSAR 中申请者应提供管件的实际无损检验结果数据”，因为无损检测实测数据量太大，不建议放在 FSAR 中，但可以在审评中抽查。

#### 5.2.3.4 奥氏体不锈钢的制造和加工

1) 相比于 RG1.206, 删除了“申请者应承诺冷作奥氏体不锈钢的屈服强度偏离不得超过 620MPa 的 0.2%”, 该限值来自于美国实验室数据, 不一定对其他堆型电厂适用。

2) 相比于 RG1.206, 新增了“RCPB 奥氏体不锈钢焊接中  $\delta$  铁素体控制措施, 并说明  $\delta$  铁素体测量方法及限值”,  $\delta$  铁素体是奥氏体不锈钢焊接中预防热裂纹的重要元素;

3) 相比于 RG1.206, 删除了“FSAR 中申请者应提供管件的实际无损检验结果数据”, 因为无损检测实测数据量太大, 不建议放在 FSAR 中, 但可以在审评中抽查。

#### 5.2.3.5 防止一回路冷却剂环境下镍基合金的应力腐蚀开裂(仅适用 PWR)

参照 RG1.206, 要求此节应描述防止镍基合金的应力腐蚀开裂的措施; 该节属于 RG1.206 新增章节, RG1.70 中没有此节。初步调研, 国内压水堆核电站一回路中使用的镍基合金大多是 690 合金, 秦山一期和三期的蒸汽发生器传热管材质采用 Incoloy-800, 部分 M310 机组蒸汽发生器水室隔板区域仍采用 600 合金堆焊。

#### 5.2.3.6 螺纹紧固件

该小节是 RG1.206 新增章节。考虑到 3.13、5.2.3.1、5.2.4 等其他章节已对螺纹紧固件的材料、加工、断裂韧性、在役检查进行了描述, 因此建议此处删除该小节。

#### 5.2.4 反应堆冷却剂压力边界的在役检查和压力试验

##### 5.2.4.1 在役检查

1) 相比于 RG1.206, 简化了一些内容, 考虑到在役检查大纲作为执照申请文件要进行单独审查。因此个人建议在 FSAR 中仅对在役

检查进行总体描述，明确所遵守的法规标准即可；

2) 在役检查可达性一直在设计中不太受重视，导致现场检查时经常出现不可达情况，因此此节要求重点描述设计中对检查可达性的考虑和落实情况；

3) 相比于 RG1.206，新增了“若设计上或重大不符合项处理中提出的特殊检查项目（即规范标准中没有要求的检查项目），申请者应进行描述”。考虑到在役检查标准规范没有包含有些新型设备（例如 CMT、PRHR），需要设计方提出额外的在役检查要求；实际工程建设中，发生重大不符合项时，设计方或监管方可能会提出额外的在役检查要求。

#### 5.2.4.2 压力试验

相比于 RG1.206，单独将压力试验作为一个小节进行描述，装料前的压力试验一般遵循设计制造规范（ASME III 卷、RCC-M、П H A Θ Γ -7-008-89），投运后的压力试验一般遵循在役检查规范（ASME XI 卷、RSE-M、П H A Θ Γ -7-008-89）；压力试验作为验证一回路压力边界完整性的重要手段之一，有必要在 FSAR 中说明其与法规标准的相符性。考虑到目前已有机组对水压试验周期和压力做过优化，因此在技术理由充分的情况下，允许采用与法规标准不同的方法。

#### 5.2.5 反应堆冷却剂压力边界泄漏探测

本节内容基本参考 RG1.206，变化如下：1) 分小节进行描述，层次更加清晰；2) 增加 RG1.45 以及 SRP 的监管立场关注内容。

### 5.3 反应堆压力容器

#### 5.3.1 反应堆压力容器材料

##### 5.3.1.1 反应堆压力容器材料技术条件

1) 相比 RG1.206, 增加了明确堆芯筒体材料限制元素含量的限值的要求, 主要考虑铜、镍、磷等元素含量的限制对于降低材料在役辐照脆化敏感性是重要的;

2) 删除了 RG1.206 中“应说明材料的机械性能、物理性能、辐照效应等”, 考虑这些要求一般都在技术规范或技术条件中规定, 不必要展开描述;

#### 5.3.1.2 制造和加工工艺

相比 RG1.206:

1) 本小节标题变化: RG1.206 为“用于制造和加工的特殊工艺”, 考虑到 RPV 锻件制造厂都是按照相应规范要求制造, 制造工艺较成熟, 以及各电厂 SAR 本节描述的不是特殊制造工艺, 而是制造上需要满足的常规要求的情况, 确定本小节标题为“制造和加工工艺”;

2) 明确了“特殊工艺”的含义, 以及有、无特殊工艺对应的描述内容;

#### 5.3.1.3 无损检测方法

相比 RG1.206, 本小节标题变化: RG1.206 本节标题为“无损检测的特殊方法”, 而本节标题确定为“无损检测方法”, 覆盖范围更大, 其中与标准规范相同的方法和工艺, 可直接说明引用的条款, 对于采用与规范标准不同的无损检测方法和技术, 应重点描述这些特殊方法和技术。

#### 5.3.1.4 铁素体材料和奥氏体不锈钢的特殊控制

本节编写参考 RG1.206, 考虑 5.2.3 节已有相关规定, 此节允许对于低合金钢和奥氏体不锈钢的特殊控制按照前述内容(5.2.3.3 和 5.2.3.4 节)进行描述或引用。

### 5.3.1.5 断裂韧性

相比 RG1.206, 增加了“FSAR 中, 对于压力容器堆芯筒体母材及其相关焊缝, 应提供实际试验获得的初始  $RT_{NDT}$  及上平台能量, 还应预估整个寿期的增量  $\Delta RT_{NDT}$ ”的要求。

### 5.3.1.6 材料监督-5.3.1.7 反应堆压力容器紧固件

本节编写参考 RG1.206, 内容基本无差异。

### 5.3.2 压力-温度限值、承压热冲击、夏比冲击上平台能量

#### 5.3.2.1 限值曲线

本节参考 RG1.206 编制, 相比 RG1.206:

1) 增加了“应描述在役期间, 辐照效应等劣化因素对这些限值曲线修正的考虑”, 这主要考虑 P-T 限值曲线编制中需要考虑材料辐照脆化对材料断裂韧性的影响。

2) 将 RG1.206 的 5.3.2.2 节“运行程序”的相关要求合并至 5.3.2.1 节中。

#### 5.3.2.2 承压热冲击 (仅适用于压水堆)

本节参考 RG1.206 的 5.3.2.3 节编制, 相比 RG1.206, 删除了 RG1.206 中给出的 PTS 评价方法(基于美系  $RT_{PTS}$  预测值与 10 CFR 50.61. 筛选准则的比较), 主要因为依据法系和美系规范的核电厂在 PTS 分析实施过程差异较大;

#### 5.3.2.3 上平台能量

本节参考 RG1.206 的 5.3.2.4 节编制, 相比 RG1.206, 增加了“如果相关法规标准对寿期末的上平台能量有限值要求”这一条件, 由于对于寿期末的上平台能量, 除美国外其他国家规范未对寿期末的上平台能量有限值要求;

### 5.3.3 反应堆压力容器完整性

#### 5.3.3.1 设计

相比于 RG1.206，细化了条款，包括要求描述反应堆压力容器设计特点和设计要求，明确设计评估的内容、方法和验收准则。

#### 5.3.3.2 结构材料-5.2.3.3 制造-5.3.3.4 检验

本节主要参考 RG1.206，考虑到 5.3.1 节已对 RPV 材料、制造的要求进行了描述，因此各电厂本节无实质内容，允许引至其他节。

#### 5.3.3.5 运输和安装

本节主要参考 RG1.206 5.3.3.5 节“运输和安装”，基本无差异，增加了 FSAR 对防护措施的落实情况 and 有效性（防护效果），要求描述的内容可以覆盖 SRP 要求审查的内容。

#### 5.3.3.6 运行工况

本节主要参考 RG1.206 5.3.3.6 节，内容基本无差异。

#### 5.3.3.7 在役监督

相比 RG1.206，细化了在役检查相关内容描述的规定。

### 5.3.4 反应堆压力容器保温层

相比 RG1.206，根据工程实践而新增的章节，但限定为当保温层结构用于严重事故时，才对保温层设计评估、结构等方面展开描述。

## 5.4 反应堆冷却剂系统部件和相连系统的设计

### 5.4.1 主泵

相比于 RG1.206，增加了四个子小节，将内容细化到各自小节中进行描述。

#### 5.4.1.1 设计基准

1) 新增小节，相比 RG1.206，增加了设计基准包含的必要要素，

要求描述主泵的功能、安全和抗震级别、设计制造标准、各工况下运行要求或准则，这些信息有助于了解主泵的整体设计和运行要求。

2) 主泵安全功能通常包括压力边界完整性、惰转功能以及飞轮完整性（防止飞射物和保证转动惯量），这些内容应在安分报告中予以明确。

#### 5.4.1.2 部件说明

新增小节，相比 RG1.206 的原则要求，本节明确给出要求描述的内容，这些内容的编制是参考各电厂安分报告描述的基础上，结合审评过程认为需要明确的内容。如：

1) 要求明确构成反应堆冷却剂压力边界的主泵部件以及其他对执行安全功能有影响的部件，并以列表形式给出主泵安全相关部件的安全等级、适用的设计制造规范、规范等级和材料。该要求的提出，主要考虑主泵的设计方是制造厂，由于我国核电厂主泵类型多样，设计差异较大，安分报告应当明确反应堆冷却剂压力边界的主泵部件以及其他对执行安全功能有影响的部件，并给出相应的设计制造规范，这些信息对于审查压力边界完整性等安全功能是必要的。

2) 主泵作为能动设备，涉及到首台设备鉴定（样机试验），但大部分电厂在安分报告中存在未明确是否为原型泵，未说明与原型泵的差异的问题，使审评人员从安分报告描述中无法直接得知主泵是否为成熟设计，是否需要样机试验，因此，要求在本节中明确机组所使用主泵是否为原型泵，若不是原型泵，应描述与原形泵的主要差异，特别是安全相关部件的差异。

#### 5.4.1.3 设计评估

新增小节，本节内容编制时，参考各核电厂安分报告相关内容，

同时结合审评关注点，列出了主泵设计评估一节应描述的方面及内容，包括泵性能（包括汽蚀）、泵压力边界完整性（包括轴密封泄漏）、惰转能力、飞射物、泵超速和卡转子，这些方面与核电厂安全运行或安全分析直接相关，因此要求进行描述。同时要求 FSAR 在 PSAR 描述评估内容、评估方法、评估要求的基础上，还应给出评估结论。

#### 5.4.1.4 试验和检验

新增小节；

1) 关于试验，相比 RG1.206，本节明确给出应描述的内容，要求说明主泵制造、调试、运行期间的试验项目，且限定为安全相关的试验项目，对于非安全相关的试验无需描述。

2) 关于检验，相比 RG1.206，本节要求描述安全相关部件制造和在役期间无损检验依据的标准和管理要求。由于无损检验具体要求（如检查部件、检查方法等）在设计制造文件或在役检查大纲中给出，因此本节无需列出各部件无损检验的具体要求。

3) 对于制造期间完成的试验和检查，要求在 FSAR 中给出相应的试验和检查结论，有助于了解主泵完工质量情况。

#### 5.4.1.5 飞轮

本节参考 RG1.206 和 SRP5.4.1.1 节内容。本节内容总体覆盖了 SRP 要求审查的内容。

#### 5.4.2 蒸汽发生器

与 RG1.206 相比，保留了蒸汽发生器材料，传热管完整性两个小节内容；增加了设计基准、设计描述、设计评价、试验和检查等四个子小节，另外 RG1.206 中蒸汽发生器二次侧放射性水平设计限值评价放在新增加的设计评价部分，传热管的两条设计要求放在新

增加的设计基准部分；在传热管完整性部分删除有关在役检查的详细描述，改为描述在役检查管理文件。

#### 5.4.2.1 设计基准

新增小节。与 RG1.206 相比，增加的设计基准小节分为基本安全功能、设计依据的标准和规范、设计基本要求、主要设计参数 4 个部分。上述 4 部分为安全审评必需的基本信息，因此考虑增加。另外根据审评实践，要求本小节中还应说明蒸汽发生器的型号及其设计原型，便于审评人员针对性的把握审评深度。

#### 5.4.2.2 设计描述

新增小节。与 RG1.206 相比，增加的设计描述小节分为设计特点、主要结构及其功能两个部分，上述两部分为安全审评必需的基本信息，因此考虑增加。

#### 5.4.2.3 设计评价

新增小节。与 RG1.206 相比，增加的设计评价小节分为强制对流、自然循环流动、机械和流致振动、壁厚减薄及其对完整性影响分析、压力边界力学分析、二次侧放射性水平限值 6 个部分，此 6 部分均与三大安全功能密切相关，因此考虑增加。

#### 5.4.2.4 蒸汽发生器材料

与 RG1.206 相比，本小节无差异。

#### 5.4.2.5 蒸汽发生器传热管完整性

与 RG1.206 相比，本小节删除有关在役检查的详细描述，改为描述在役检查管理文件，其它无差异。分为两个部分：二次侧的可达性、在役检查与维修准则。

#### 5.4.2.6 试验和检查

新增小节。与 RG1.206 相比，增加的试验和检查主要描述蒸汽发生器压力边界部件在制造阶段的试验和检查。蒸汽发生器压力边界直接承担安全功能，此节应反映压力边界的在制造阶段的试验和检查要求以及最终完工质量状况，因此考虑增加试验和检查要求。

#### 5.4.3 反应堆冷却剂管道

1) RG1.206 和 SRP 中没有针对反应堆冷却剂管道给出具体的指导，只有总体性要求。因此该节主要参考以往各机组 FSAR 内容要求描述反应堆冷却剂管道的设计基准、设计描述、设计评估、试验和检查的相关信息；

2) 考虑到反应堆冷却剂管道作为一回路压力边界的重要性，因此设计评估中应描述反应堆冷却剂管道在承受正常运行载荷、地震载荷、排放载荷及这些载荷的组合载荷的应力评价；

3) 调试试验和在役试验是验证反应堆冷却剂管道功能满足设计要求的重要手段（例如一回路水压试验、反应堆冷却剂系统振动和动态效应试验等），无损检测和在役检查是保证反应堆冷却剂管道压力边界完整性的重要手段，因此此节要求描述反应堆冷却剂管道的试验和检查，但考虑到调试试验大纲、技术规格书、在役检查大纲都要进行单独审评，因此此节可对相关内容进行简要描述，具体内容可引到大纲中。

#### 5.4.4 主蒸汽管线限流器

1) 由于 RG1.206 和 SRP 中没有针对主蒸汽管线限流器给出具体的指导，因此该节主要参考以往各机组 FSAR 内容要求描述主蒸汽管线限流器的设计基准、设计描述、设计评估、检查的相关信息；

2) 考虑到主蒸汽管道限流器的主要功能是在主蒸汽管道断裂时

限制蒸汽流量，因此应从限流器压降、流量限制、结构完整性等方面进行设计评估；此节只需要描述设计评估的主要内容和结论，详细的评估过程可在审查中详细审评；

3) 主蒸汽管道限流器作为一个非能动零部件，一般没有针对它单独的调试试验或定期试验，同时它是内部构件，不属于在役检查范围内。因此只需要描述它制造阶段的无损检查要求；

#### 5.4.5 稳压器

1) 由于 RG1.206 和 SRP 中没有针对稳压器给出具体的指导，因此该节主要参考以往各机组 FSAR 内容要求描述稳压器的设计基准、设计描述、设计评估、试验和检查的相关信息；

2) 该章节仅描述稳压器本体，不包括波动管和安全阀组，波动管在 5.4.3 节“反应堆冷却剂管道”中描述，稳压器安全阀在 5.2.2 “超压保护”和 5.4.8 “阀门”中描述；

3) 稳压器是对一回路压力进行控制的重要设备，其主要功能包括压力控制、补偿一回路系统水容积的变化，其设计原则是提供足够的水容积和蒸汽容积用于机组正常运行和预计运行事件的压力控制和水位控制，因此设计基准中应描述容积的设计要求；

4) 考虑到稳压器的主要功能是压力控制和液位控制，且其作为一回路压力边界，因此设计评估中应描述关于系统压力控制、水位控制、压力整定值、喷淋、结构完整性等方面；

5) 调试试验和在役试验是验证稳压器功能满足设计要求的重要手段，无损检测和在役检查是保证稳压器压力边界完整性的重要手段，因此此节要求描述稳压器的试验和检查，但考虑到调试试验大纲、技术规格书、在役检查大纲都要进行的单独审评，因此此节可

对相关内容进行简要描述，具体内容可引到大纲中。

#### 5.4.6 阀门

1) 由于 RG1.20 和 SRP 中没有针对阀门给出具体的指导，因此该节主要参考以往各机组 FSAR 内容要求描述一回路压力边界内阀门的设计基准、设计描述、设计评估、试验和检查的相关信息；

2) 以往 FSAR 此节对阀门的描述都比较原则简单，在此次格式与内容中要求对一回路阀门进行更深入全面的描述。基于内容完整性考虑，要求提供一回路压力边界内的所有阀门清单（预计上百台）；考虑到有些电动阀门在事故中或事故后要进行开或关动作，而有的手动阀门仅作为正常运行时的隔离装置和压力边界，不同阀门的安全功能、运行环境条件、鉴定要求和结构校核的应力验收准则都有较大区别，因此建议以列表的形式对各阀门的设计基准工况和安全功能、鉴定要求、设计基准载荷及验收准则分别进行描述；

3) 阀门的功能性主要通过鉴定试验来证明；阀门作为一回路压力边界，其结构完整性也应该进行设计评估，因此设计评估中主要描述这两方面内容，考虑到设备鉴定在第 3 章单独进行审评，因此允许此节可对鉴定相关内容进行简要描述，具体内容引到其他章节。

4) 阀门调试试验和在役试验是验证阀门功能满足设计要求的重要手段，无损检测和在役检查是保证阀门压力边界完整性的重要手段，因此此节要求描述阀门的试验和检查，但考虑到调试试验大纲、技术规格书、在役检查大纲都要进行的单独审评，因此此节可对相关内容进行简要描述，具体内容可引到大纲中。

#### 5.4.7 余热排出系统

##### 5.4.7.1 设计基准

本节内容参考 RG1.206 编写，针对 RG1.206 的修改有：

1) 第 (2) 条增加“衰变热和其它余热的确定”。

2) 删除 RG1.206 中第 (6) 条的描述“应包括与需要手动操作运行系统有关的设计基准，强调发生单一故障后不能在控制室进行的操作。介绍内容应涵盖管线布置、阀门选型和就位、系统部件多样性冗余性、供电序列冗余性，及仪表装置冗余性的单一故障保护。应论述防阀门电动机水淹和虚假单一故障的保护措施。”关于手动操作和单一故障的考虑，要求在 5.4.7.2 和 5.4.7.6 小结中具体描述。

3) 修改 RG1.206 中第 (10) 条“申请者应提供按照 RTNSS 程序评定的报告，以体现对于能动 RHR 系统的必要的管理要求”。我国设计、审评实践中没有 RNTSS 相关的内容，但在审评中提出了关于非能动电厂执行纵深防御功能的能动余热排出系统的可用性和可靠性要求。

#### 5.4.7.2 设计描述

本节内容参考 RG1.206 编写，针对 RG1.206 的修改有：

1) 第 (1) 项删除“申请者应提供显示温度、压力、流量的 RHR 运行模式图”。

2) 增加第 (3) 项关于描述“各种可能的模式下的运行或状态”的内容。

3) 删除 RG1.206 中要求 (4)“申请者应明确系统设计适用的工业规范和分级标准”，将工业规范和安全分级在 5.4.7.4 节中描述。

4) 删除 RG1.206 中要求 (5)“申请者应介绍系统可靠性考虑。包括为保证系统在需要时能够运行并提供所需流量而在设计中采取的措施（例如部件和电源的冗余度和隔离）”，关于可靠性的考虑在

5.4.7.6 节单独描述。

#### 5.4.7.3 性能评价

本节内容参考 RG1.206 编写，要求对 RHR 系统的设计能力进行评价。

#### 5.4.7.4 设计制造规范和安全分级

本节内容 RG1.206 中包括在“系统设计”小节中，本报告将其单独成一小节。

#### 5.4.7.5 内、外部灾害考虑

本节内容 RG1.206 中包括在“系统设计”小节中，本报告将其单独成一小节。

#### 5.4.7.6 可靠性

本节内容 RG1.206 中包括在“系统设计”小节中，本报告将其单独成一小节。

根据 HAF102-2016 第 5.4 节，“安全重要物项的可靠性必须与其安全重要性相适应”，申请者应在本节对安全重要物项的可靠性设计进行描述，可靠性的内容包括如：安全分级以及相应的设计和制造的工程要求；系统相关的设计准则（如，单一故障的考虑、冗余列的数量、抗震鉴定、严酷环境条件的鉴定和动力供应）；通过适当的方法如多样性、实体隔离和功能独立性来防止共因故障；保护系统免受内部和外部危险影响的布置措施；定期试验和检查；老化效应；维修；故障安全的设计等。如某些内容在其它小节已描述，可适当引用。

#### 5.4.7.7 仪表

基于以往审评经验新增小节。

#### 5.4.7.8 试验和检查

本节参考 RG1.70 “5.4.7.5 运行前试验，应论述所提出的运行前试验大纲。该论述应明确试验目的、试验方法及试验验收准则”。调试试验和定期试验是验证功能满足设计要求的重要手段，此节要求描述试验和检查，但考虑到调试试验大纲、技术规格书、定期试验大纲都要进行的单独审评，因此此节可对相关内容进行简要描述，具体内容可引到大纲中。

#### 5.4.8 部件支承件

1) 由于 RG1.20 和 SRP 中没有针对部件支承件给出具体的指导，因此该节主要参考以往各机组 FSAR 内容要求描述一回路压力边界内支承件的设计基准、设计描述、设计评估、试验和检查的相关信息；

2) 部件支承主要有板壳型支承件、线型支承件、标准支承件(刚性支承件、恒力吊架、阻尼器、结构连接件等)；阻尼器与一般的支承件有一定差异，需要通过鉴定试验来验证其性能，试验内容一般包括摩擦阻力试验、闭锁速度试验、超载试验、耐久性试验、高温试验、耐辐照试验、湿度试验等；因此在设计评估中应描述阻尼器的鉴定试验相关内容。

3) 各类支承件运行期间应进行在役检查(一般为目视)，此外阻尼器还应进行在役试验(例如 ASME OM 卷有相关规定)，因此在试验和检查中要求描述阻尼器的在役试验。

#### 5.4.9 反应堆冷却剂系统卸压装置

1) RG1.206 和 RG1.70 中没有此节。AP1000 此节主要对一回路冷却剂安全阀进行描述。M310、华龙机组的评价报告中，将与反应堆冷却剂系统卸压装置的内容在“稳压器卸压排放”内容中描述。

2) 考虑到 5.2.2 节“超压保护”侧重于超压分析计算方面的内容，具体的一回路卸压装置设计描述在本节描述。相应的 RG1.206 中要求在 5.2.2 节描述的“设计”“可靠性”“试验和检查”内容放到本节。

3) 关于可靠性，RG1.206 表述不具体。系统可靠性的设计包含要素有安全分级以及相应的设计和制造的工程要求；系统相关的设计准则（如，单一故障的考虑、冗余列的数量、抗震鉴定、严酷环境条件的鉴定和动力供应）；通过适当的方法如多样性、实体隔离和功能独立性来防止共因故障；保护系统免受内部和外部危险影响的布置措施；定期试验和检查；老化效应；维修；故障安全的设计等，申请者应一一描述。描述中可引用其它小节（如 5.2.2.7）。

#### 5.4.10 堆腔注入冷却系统（如适用）

本节内容为新增，RG1.206 无相关内容，本节主要基于现有的工程实践和审评经验进行编制。

#### 5.4.11 稳压器卸压排放

本节内容参考 RG1.206 第 5.4.11 节，主要修改如下：

1) 前言部分为编者增加，RG1.206 本节主要描述传统压水堆电厂的稳压器卸压箱及其相关管线。考虑到革新性非能动电厂未设置卸压箱，其稳压器卸压直接排向安全壳（安全阀卸压）内置换料水箱（自动卸压系统），为保证能动和非能动电厂都适用，本节前言部分应对卸压排放进行总体性描述，以确定系统范围。

2) 删除 RG1.206 第 5.4.11.1 节“申请者应描述稳压器卸压箱系统的设计基准，包括 GDC2（与导则 RG1.29 比较）和 GDC4 一致的规定”。GDC2 是关于地震等自然灾害情况下，稳压器卸压排放故障不

会妨碍安全重要的物项执行其预期安全功能的要求，该项内容在 5.4.11.4(1) 中描述。GDC4 是关于稳压器卸压排放系统应不会产生可能损坏安全相关物项并使其无法执行预期安全功能的飞射物或不利环境条件的要求，该项内容在 5.4.11.4(2) 中描述。

3) 删除 5.4.11.2 系统描述“卸压箱到覆盖气体分析测定仪的管线和到反应堆冷却剂疏水箱的管线”。

4) 删除 RG1.206 第 5.4.11.3 节“为证明支持卸压箱的辅助系统能满足单一故障准则而不危及核电厂安全停堆，应给出故障模式和影响分析的结果”。

5) 本节 5.4.11.4、5.4.11.5、5.4.11.6 为新增。

#### 5.4.12 反应堆冷却剂系统高点排气

本节内容参考 RG1.206 第 5.4.12 节，主要修改如下：

1) 删除 RG1.206 第 5.4.12.2 节“应描述来自应急母线的电源和来自主控制室和系统仪表的可操作性的情况”。本文件增加“系统气体排放的位置”、“申请者应说明排气系统相关参数在主控室的显示，并说明该系统的控制和电源设计”。

2) 相较于 RG1.206 第 5.4.12.3 节，增加“申请者应说明排气系统的排气能力的评价”和“应给出高位排气系统的设计能够承受从 RCS 排放所产生的动态载荷的评价，可引用其他章节描述”。

3) 修改 RG1.206 第 5.4.12.3 节描述：“评价应给出放气系统运行，包括以下程序(1)当放气有/无必要时；(2)确定不可凝气体气泡的大小的方法；(3)放气的初始条件；(4)必备的仪表；(5)操纵员动作”。具体修改见正文。

4) 5.4.12.4 为增加内容。

#### 5.4.13 堆芯补水箱（如果适用）

新增小节。

1) 堆芯补水箱属于 AP1000 堆型独有设备，由于 RG1.206 和 SRP 中没有针对堆芯补水箱给出具体的指导，堆芯补水箱作为一个非能动设备，其与稳压器的结构比较类似，因此该节主要参考稳压器章节的相关信息；

2) 堆芯补水箱作为 PXS 系统的非能动部件，其主要安全功能是事故工况下安注功能和应急硼化，其与安全相关的主要设计参数是容积、硼浓度，需在 FSAR 中描述；

3) 堆芯补水箱作为非能动部件，不需要进行功能鉴定，因此设计评估主要是对其结构完整性进行评估；

4) 堆芯补水箱作为非能动设备，单体设备本身不进行调试/在役试验，但其作为专设安全设施，会参与一些系统调试/在役试验（例如：堆芯补水箱加热再循环试验和排空试验）；无损检测和在役检查是保证堆芯补水箱压力边界完整性的重要手段，因此此节要求描述堆芯补水箱的试验和检查，但考虑到调试试验大纲、技术规格书、在役检查大纲都要进行的单独审评，因此此节可对相关内容进行简要描述，具体内容可引到大纲中。

#### 5.4.14 非能动余热排出热交换器（如果适用）

新增小节。

1) 非能动余热排出热交换器（PRHR）属于 AP1000 堆型独有设备，由于 RG1.206 和 SRP 中没有针对非能动余热排出热交换器给出具体的指导，非能动余热排出热交换器作为一个非能动设备，因此该节主要描述其设计基准、设计描述、设计评估、试验和检查的相关信息；

2) PRHR 作为 PXS 系统的非能动部件,其主要安全功能是事故工况下应急堆芯余热导出,其与安全相关的主要设计参数是传热管数量、换热面积等,需在 FSAR 中描述;

3) 考虑到 PRHR 作为一回路承压边界,此节设计评估中应描述结构完整性的相关内容;虽然 PRHR 的换热能力是其重要安全功能,但换热能力与整个 PXS 系统的配置有关,且在调试试验中需进行验证,因此其换热能力的评估将在第 6 章进行描述;

4) 非能动余热排出热交换器作为非能动设备,单体设备本身不进行调试/在役试验,但其作为专设安全设施,会参与一些系统调试/在役试验(例如:非能动余热排出热交换器自然循环试验);无损检测和在役检查是保证非能动余热排出热交换器压力边界完整性的重要手段,因此此节要求描述非能动余热排出热交换器的试验和检查,但考虑到调试试验大纲、技术规格书、在役检查大纲都要进行的单独审评,因此此节可对相关内容进行简要描述,具体内容可引到大纲中。

#### 5.4.15 严重事故专用卸压阀

本节内容为新增, RG1.206 无相关内容,本节主要基于现有的工程实践和审评经验进行编制。

### 五、 适用性说明

本技术文件参照了国际上相关导则的规定,并结合我国实际情况和以往审评经验加以针对性修改,与我国现行核安全法规、导则和技术文件相协调,适用于我国核安全监管模式和核能行业的发展现状,可用于指导压水堆核动力厂营运单位编制最终安全分析报告第五章。