ICS 27.120.20

CCS F 65

中国核学会团体标准

T/CNS XXXXX—XXXX

|  |
| --- |
|  |

高温气冷堆核动力厂反应堆结构总体设计准则

Technical code for general design of reactor structure for high-temperature gas-cooled reactor nuclear power plants

|  |
| --- |
| (征求意见稿) |
| 本稿完成日期：2025年7月 |

T/CNS

XXXX - XX - XX发布

XXXX - XX – XX 实施

中国核学会   发布

目  次

[前  言 II](#_Toc1942260761)

[1 范围 3](#_Toc1825175727)

[2 规范性引用文件 3](#_Toc1072029941)

[3 术语和定义 3](#_Toc219420057)

[4 一般要求 4](#_Toc563476100)

[5 接口分界 4](#_Toc2087413077)

[6 设计 5](#_Toc1858727747)

[7 反应堆机构材料选择 6](#_Toc192630920)

[8 反应堆结构总体设计 6](#_Toc1290016411)

[9 反应堆设备的制造、检查、运输、贮存和安装 7](#_Toc310919565)

[10 反应堆结构的役前试验、在役检查和在役试验 7](#_Toc797415804)

[11 反应堆换料 7](#_Toc1869460548)

[12 反应堆退役 8](#_Toc190190979)

[13 参考标准、规范 8](#_Toc1084117317)

前  言

本文件按照GB/T 1.1－2020《标准化工作导则 第1部分：标准化文件的结构和起草规则》的规定起草。

请注意本文件的某些内容可能涉及专利。本文件的发布机构不承担识别专利的责任。

本文件由中国核学会提出。

本文件由核工业标准化研究所归口。

本文件起草单位：清华大学核能与新能源技术研究院、中核能源科技有限公司。

本文件主要起草人员：张征明、孙立斌、史力、张易阳、傅激扬。

高温气冷堆核动力厂一回路压力容器主螺栓拉伸机及辅助操作设备设计及制造要求

1. 范围

本文件规定了高温气冷堆核电厂反应堆结构总体设计的最低要求。

本文件适用于高温气冷堆核电厂反应堆结构总体设计。设计时，除需满足本准则要求外，还需遵循反应堆诸设备（包括：一回路压力容器、堆内陶瓷构件、堆内金属构件、控制棒系统、吸收球系统、热气导管、蒸汽发生器和支承件等）的设计准则。

1. 规范性引用文件

下列文件中的内容通过文中的规范性引用而构成本文件必不可少的条款。其中，注日期的引用文件，仅该日期对应的版本适用于本文件；不注日期的引用文件，其最新版本（包括所有的修改单）适用于本文件。

HAF 102 《核电厂设计安全规定》

1. 术语和定义

下列术语和定义适用于本文件。



载荷 load

在反应堆的运行状态下，反应堆设备受到对应的周围介质或结构的作用，如压力、力、力矩、温度、腐蚀、浸蚀、辐照等，这些作用需在结构设计中予以考虑。



工况 operation condition

根据核能动力装置的载荷及保证不同的安全裕度而划分的不同的运行状态。

在役检查 in-service inspection

为确保核电厂运行期间核安全相关设备的结构和承压边界的完整性而进行的一系列检验和试验。

1. 一般要求

本准则中所涉及的运行及事故工况遵照《高温气冷堆核电厂工况分类》的规定。反应堆诸设备对各类运行及事故工况还应满足下列要求：

1. 在工况Ⅰ和Ⅱ下（含SL-1地震载荷），反应堆诸设备不应发生渐进性变形失效和疲劳失效。
2. 在工况Ⅲ下（含SL-1及SL-2地震载荷），反应堆诸设备不应发生渐进性变形失效和疲劳失效，但允许反应堆停堆，使反应堆达到次临界。
3. 在工况Ⅳ下（含SL-1及SL-2地震载荷），反应堆金属构件可出现局部的塑性变形，陶瓷堆体结构应保证绝大部分控制棒能够插入反射层，并保证堆芯的正常冷却条件。
4. 在工况Ⅴ下（含SL-1及SL-2地震载荷），反应堆诸设备不应发生弹塑性失稳失效和过度的变形；保证大部分控制棒能够插入反射层，使反应堆达到次临界，并保持适当的余热冷却条件。

考虑在堆的全寿期内，以上地震载荷的循环次数为：SL-1发生5次，SL-2发生1次，每次地震发生的载荷循环次数为10次。地震载荷的幅值按实际计算得到的部件核算点处的最大地震响应值。

1. 接口分界

反应堆压力边界部件与堆外部件连接时应以下列规定为分界。

* 1. 与外管道连接时：

1. 若用焊接连接，应以第一个环焊缝接头为分界，但不包括此焊缝，该焊缝归属于所连接的外管道；
2. 若用螺纹连接，应以第一个螺纹接头为分界；
3. 若用法兰连接，应以第一个法兰面为分界，但不包括螺栓连接件。
   1. 若非承压部件直接与反应堆压力边界部件外表面焊接，此焊缝应包括在分界内。
   2. 反应堆诸设备之间的分界也可按本原则进行。
4. 设计
   1. 设计压力和设计温度

设计工况是以反应堆处在工况Ⅰ和工况Ⅱ下所承受的最高载荷来确定的不随时间变化的一种工况。

设计压力

反应堆结构设计的设计内压或设计外压应不低于反应堆处在工况Ⅰ和工况Ⅱ下可能出现的最大内外压差，并应包括允许的压力波动和控制系统误差等的影响。

设计温度

反应堆结构设计温度应不低于反应堆处在工况I和工况Ⅱ时各设备的整个厚度上可能出现的最高平均温度，并宜考虑可能存在的内热源和控制系统的误差等的影响而留有适当的裕量。

* 1. 需考虑的载荷

在设计反应堆结构时宜考虑的载荷包括但不限于：

1. 内压和外压；
2. 冲击载荷，包括快速压力波动；
3. 设备自重，以及运行或试验时设备正常内容物的重量
4. 堆内流体的静压力以及流体流动形成的动压力；
5. 反应堆设备之间，以及反应堆和其他设备、管道等之间的作用力；
6. 地震等产生的振动和冲击载荷；
7. 事故条件下（如管道破裂）产生的冲击力；
8. 支承件产生的反作用力；
9. 热效应、温度梯度和热胀差引起的载荷；
10. 引起载荷的其他因素。
    1. 分析法设计

金属部件

1. 反应堆的重要结构（如承压边界部件或其它承载部件）应采用分析法设计。采用最大剪切应力强度理论及其对应的限值条件，在设计工况及各种工况下，各类应力应在规定的限值内。
2. 应根据适用的规范和标准确定设计工况及各类工况下的使用限制条件，同时还应考虑特殊应力限值，如纯剪切应力等。
3. 对于一回路压力边界部件，应根据实际使用载荷和循环次数进行疲劳分析，应考虑热应力棘轮效应，应采用弹性断裂力学原理评定或防止脆性断裂。
4. 应对反应堆结构的变形进行分析，尤其应对法兰在压力、温度载荷作用下的变形进行详细分析，以保证压力边界有良好的密封性能。
5. 对于长时间工作在高温（低合金钢部件超过3750°C、不锈钢或镍基合金部件超过425°C）以上的部件，要进行高温蠕变和高温疲劳分析，并满足高温蠕变和高温疲劳的强度设计要求。

6.3.2 陶瓷部件

陶瓷部件的设计要求参照《高温气冷堆核电厂陶瓷堆芯支承结构设计准则》有关规定。

1. 反应堆机构材料选择
   1. 反应堆诸设备应按其使用条件合理地选用材料，使用的材料应符合国家有关规定。
   2. 反应堆诸设备如需采用新材料时，宜通过材料性能试验、辐照试验或论证。
   3. 在强辐照区域，宜尽量限制或禁止使用活化截面大、活化后半衰期长或辐照后易脆化的材料。
   4. 应注意材料相互之间以及材料与反应堆冷却剂之间的相容性。
2. 反应堆结构总体设计
   1. 反应堆诸设备应按设计工况进行设计， 并对其它工况和试验条件进行应力和变形计算，对主要承力部件还应进行疲劳分析，分别提出计算和分析报告，证明其满足诸设备的应力、变形和疲劳分析等的限值规定。
   2. 陶瓷堆芯结构的设计应考虑到漏流的限制和在不同运行条件下的整体性要求，对其热态行为要有准确的认识并进行充分的分析和论证，还应根据总体设计需求考虑陶瓷构件在役期间的远距离更换的操作。
   3. 在各种可信的事故条件下，反应堆主回路压力边界不应出现当量尺寸（内径）在Φ65mm以上的大口径破口。
   4. 反应堆诸设备和堆体石墨构件的设计应保证控制棒驱动线对中，保证控制棒顺利插入控制棒孔道并运动自如，能有效地调节反应堆功率，快速落棒时间满足反应堆快速停堆要求。在各种事故和SL-2工况下，也应保证控制棒插入反射层的功能。
   5. 反应堆诸设备应合理地进行设计和布置，使反应堆运行、管理、检修和换料的操纵方便、易行；堆内流量分配合理并减少无效漏量；有利于排出反应堆剩余发热和确保反应堆的安全。
   6. 反应堆诸设备应能引导和便于插入堆内测量装置，不应由于引入堆内测量装置而影响堆的换料和安全。
   7. 反应堆结构设计必须保证反应堆压力边界能定期进行在役检查，为反应堆压力边界泄漏提供监测手段，并为反应堆压力容器材料辐照监督提供条件。
   8. 反应堆结构设计应保证一回路冷却剂为控制棒驱动机构提供适当的冷却条件，使其温度不超过限值。
   9. 反应堆堆腔具有适当的隔热和冷却条件，不应使堆腔和附近的混凝土温度超过限值。
   10. 在反应堆整个寿期内，反应堆支承结构应安全可靠，具有足够的抗震和抗冲击能力，保证在工况Ⅴ下反应堆仍能安全自立。
   11. 在反应堆整个寿期内，应考虑快中子辐照剂量对压力容器和堆内陶瓷构件、堆内金属构件结构完整性的影响。对于金属构件，应保证寿期内的运行温度满足相关限制条件；对于陶瓷构件，应保证其失效概率满足相关限制条件。
   12. 反应堆诸设备之间应配合适当，既保证安全可靠又要尽可能便于安装。
3. 反应堆设备的制造、检查、运输、贮存和安装
   1. 反应堆诸设备的清洁度应满足要求，应在符合规定的清洁条件的厂房内制造和组装，防止环境对构件的腐蚀和外来污染，不得将铁屑、杂物等掉入设备内。
   2. 反应堆各机械设备应进行无损检验，检验合格并验收合格后方可出厂。检查人员应经授权部门的考试合格后方可执行检查工作。对检查人员应定期复试，只准许在规定的有效期限内施行的检查有效。
   3. 反应堆诸设备应具有检查人员签字的合格证书、检查记录，并应提供完整的质量保证文件、有关技术资料和设备档案。
   4. 反应堆诸设备的包装、运输、接收和装卸等应按相应的技术条件执行，应有妥善措施保证不因运输和装卸而损害产品。
   5. 反应堆诸设备应在适当的库房或场地内存放，温度和湿度等应符合要求，不应因设备的存放引起超过技术条件规定的变形、锈蚀等。
   6. 反应堆诸设备在安装前应进行必要的复验和清洗，清洗液(气) 不应对产品的使用带来有害的影响。设备和零、部件应在检查合格后方可安装。
4. 反应堆结构的役前试验、在役检查和在役试验
   1. 反应堆诸设备应根据核电厂在役检查大纲的规定进行役前检查、在役检查和在役试验。
   2. 反应堆诸设备在现场安装完毕后、反应堆装料前，应按在役检查的相关规定进行役前检查和试验，对压力边界设备进行役前检查、压力试验和泄漏试验，合格后方可装料和投入运行。在反应堆运行期间，各设备和压力边界部件应按在役检查大纲的要求定期进行在役检查、压力试验和泄漏试验。水压试验、气压试验与气密试验的条件与要求应按有关规定进行。
5. 反应堆换料

反应堆诸设备的设计应保证换料操作顺利进行和乏燃料的妥善存放。

1. 反应堆退役
   1. 反应堆结构设计应考虑退役要求。
   2. 反应堆退役应符合有关退役规定。
2. 参考标准、规范
   1. 本准则适用范围内的安全1、2、3级部件的设计分别参照ASME-Ⅲ-1-NB、NC、ND分册，安全级部件支承件参照ASME-Ⅲ-1-NF分册，堆内金属构件参照ASME-Ⅲ-1-NG分册，ASME规范以2004年版为准。
   2. 其它安全级部件，如堆内陶瓷构件等，为了便于标准的实际操作，可参照其它标准，但所参照的标准应等效于或不低于ASME的相关标准。