

特种压力容器译文集

第 二 集

《特种压力容器》译文集翻译组 译

上海化学工业设计院石油化工设备设计建设组

特种压力容器译文集

第二集

《特种压力容器译文集》翻译组 译

上海化学工业设计院石油化工设备设计建设组

一九七八年

特种压力容器译文集

第二集

上海化学工业设计院石油化工设备设计建设组

(上海南京西路 1856 号)

上海商务印刷厂印刷

一九七八年十一月

工本费: 3.00 元

编 者 的 话

在化工、原子能等高温、高压系统中，压力容器是一项技术复杂的部件。由于容器承受高温高压，对容器的设计、材料、加工、检验、使用等都提出了一系列严格的要求。核反应堆压力容器由于裂变反应在其中进行，除了承受高温高压外，还须承受中子的辐照，这是与其它压力容器不同的特殊处。随着各种工业规模的增加，压力容器的尺寸也愈来愈大，其工艺技术也愈来愈复杂。

许多国家对压力容器进行了大量的研究、试验工作，并编制了压力容器规范。

遵照伟大导师毛主席关于“洋为中用”的教导，我们从国外公开发表的期刊中，选取有关特种压力容器的文章，基本上全文照译，汇编成这本译文集。译文集分两集出版，第一集已经出版，本册为第二集，包括特种压力容器的试验研究，安全使用等方面共 19 篇文章。本集文章除辐照这一特殊问题是针对核反应堆压力容器外，其它内容同样可供化工、机械、冶金、动力、造船等部门从事压力容器研究、设计、制造、使用的同志参考。

本译文集由傅晋良、郭津远两同志担任审校，在译文集的翻译出版过程中有关同志曾作了大量的工作，在此一并表示感谢。

由于我们水平有限，本译文集的错误和不妥之处在所难免，请读者批评指正。

《特种压力容器译文集》翻译组

一九七八年五月

目 录

关于轻水动力反应堆压力容器完整性的报告	美国原子能委员会反应堆安全咨询委员会 (1)
从脆性破坏观点考虑反应堆压力容器的安全问题	M·勃普莫得斯基等 (48)
厚壁钢质核压力容器的转变温度问题	D·A·卡诺伊科 (55)
PM-2A 反应堆容器的试验和破坏条件的分析	T·J·沃克 (66)
PM-2A 压力容器破断面的特征	J·M·比斯顿 (80)
PM-2A 反应堆压力容器的缺口延性拉伸特性和中子能谱的分析	C·Z·塞潘 P·E·沃森 (90)
对日本动力示范反应堆中辐照的压力容器钢的脆化特性的评价	川崎真行等 (102)
沸水堆压力容器覆盖层破裂的金相研究	今度川雄 (116)
核反应堆压力容器顶盖螺栓破坏的分析	H·C·小伯格哈特 A·G·皮克特 (128)
组织和成分对压力容器钢辐照敏感性的影响	L·E·斯蒂尔 (140)
通过控制某些残余元素改善 A533-B 钢的抗辐照脆化能力	J·R·霍索恩 (147)
SM-1A 核反应堆容器使用中退火的评定	U·波塔波夫斯等 (165)
全尺寸压力容器的试验及其设计应用	L·F·库斯特拉等 (184)
具有缺口接管的反应堆容器模型在循环压力载荷下的完整性评定	藤村 (197)
厚壁圆筒形容器的内压疲劳强度	寺尾雅之 (208)
压力容器的试验研究	村主进 宫园昭八郎 (219)
大直径反应堆压力容器螺栓法兰的密封特性	小野寺真等 (226)
核动力装置部件的监督	R·D·怀利 (237)
轻水反应堆压力容器的检验技术	B·沃特金斯 H·杰克逊 (244)

关于轻水动力反应堆压力容器 完整性的报告

美国原子能委员会反应堆安全谘询委员会

1. 引言

本节回顾了反应堆安全谘询委员会在确保轻水动力反应堆压力容器完整性方面的长远关注,并描述了本报告的目的。

1.1 对反应堆安全谘询委员会过去活动的回顾

反应堆压力容器的极小的破坏可能性从一开始就是反应堆安全谘询委员会和其它方面所关心的问题。1965年11月23~24日,反应堆安全谘询委员会举行了一次全体会议,对压力容器的工艺技术现状和可能影响反应堆压力容器完整性的因素进行了讨论。当时,由于海军研究所在无延性转变温度方面所做的工作和其他单位在断裂力学方面所做的工作,使得对铁素体钢的脆性破坏有了很好的了解。委员会得到艾利斯-查默斯制造公司、巴布科克-威尔科克斯公司、贝恩利赫姆钢铁公司、燃烧工程公司、联邦爱迪生公司、通用原子能公司、通用电气公司、国际镍公司、莱森尔联合股份公司、卢肯斯钢铁公司、麻省理工学院、橡树岭国立实验所、西南研究院、美国海军研究所、美国钢铁公司、威斯汀豪斯电气公司和杨基原子电力公司的支持。

会后,反应堆安全谘询委员会向西博格博士发出了一封1965年11月24日签署的信件,其中建议“……工业界和原子能委员会应对应力分析的方法和细节、对改进了的容器制造和使用期间的检验方法的发展和执行,以及对可能影响无延性转变温度和容器使用期间裂纹扩展的因素的评定方法的改进继续给予注意。”虽然这份报告主要谈的是确保容器完整性的问题,但是委员会认为,对不同程度的容器破坏的后果和1965年11月24日文件中的第二项建议——“必须研究改善主压力容器破坏后果的方法”——进行详细的描述是必要的。

1967年,美国原子能委员会制订了它的厚截面钢工艺计划(HSST),目的是为了研究与采用SA533B-2钢和类似材料制造厚壁反应堆压力容器有关的广泛的工艺技术问题。同时执行的其它重要计划,包括压力容器研究委员会(PVRO)的工业协作计划,EEI-TVA无损试验发展计划,以及由工业界和美国其它公司执行的计划。委员会继续关心这些计划,并指示反应堆压力容器小组委员会对目前反应堆压力容器完整性的现状进行综合评论。

1.2 报告的范围

在过去五年中,由于执行了厚截面钢工艺计划和其它计划,以及所作的研究,压力容器和压力容器钢的工艺技术已经有了很大的进展。ASME规范第III章的不断修改和第XI章的增加,大大地改善了反应堆压力容器在制造和运行中的质量保证。第XI章所要求的

使用中检查,由于规定了对可能损害容器质量的缺陷进行定期检查,从而大大提高了压力容器的运行可靠性。

本报告的主要目的是:

- (1) 根据现有的经验和资料定量地评定反应堆压力容器的完整性;
- (2) 评价现有的对反应堆压力容器的要求的合理性。为此,本报告分为如下几节;

1) 目前核压力容器的工程实践(节 2)

2) 基本的破坏机理及其在反应堆压力容器中的应用(节 3)

3) 运行上的考虑(节 4)

4) 发表的和未发表的压力容器破坏资料的统计,以及与压力容器破坏几率有关的核容器和非核容器的条件的比较(节 5)

5) 结论和建议(节 6)

1.3 报告范围的限制

本报告的讨论和结论限于目前在压水堆和沸水堆中使用的那种型式的和用那种材料制造的反应堆压力容器。

在第 5 节中所讨论的破坏几率是对按设计说明书运行的压力容器来说的,不包括由于严重的超应力所引起的破坏,例如由假想的偶然事故或反应堆系统的损坏所引起的破坏。由这类事故引起的容器的破坏几率必须从确定这类事故的几率的系统分析和确定容器中的最终应力的计算来得出。

在估算破坏率时必须考虑辐照效应,但是有关辐照的资料目前仍在积累之中。委员会确信,在以后的几年中,按规范第 III 章制造的大型压力容器的使用时间还不会长到将使容器经受严重的辐照脆化。对于经受严重辐照的压力容器,委员会所作的对破坏几率的估算,以后可能需要重新评定。

1.4 小组委员会会议

在 1971 年 1 月 6 日到 1973 年 12 月 15 日期间,反应堆压力容器小组委员会为准备本报告曾举行过一系列的会议。反应堆发展和工艺部*、美国原子能委员会的各国立实验所、美国政府的和私营的研究机构,以及核蒸汽供应系统出售商的代表曾出席了其中的几次会议,并和小组委员会一起讨论了以下几方面的问题:

讨论的问题

(1) 厚截面钢工艺计划的结果和预期的活动

(2) 断裂力学技术

(3) EEI-TVA 无损试验发展计划

(4) 目前声发射技术的应用及其发展

参加单位

反应堆发展和工艺部;

橡树岭国立实验所计划处;

威斯汀豪斯电气公司;

田纳西河流域管理局;

巴特尔-梅默里尔研究所;

太平洋西北实验所;

邓根研究公司;

泽西核公司;

西南研究院;

特勒戴恩材料研究所;

* 现在的反应堆研究和发展部

威斯汀豪斯电气公司;

- (5) 规范要求的无损检验与容器制造者所进行的检验的关系

通用电气公司;

- (6) 钢的断裂特性

美国海军研究所;

委员会对这些会议的许多参加者表示感谢, 并对下列单位和个人所提供的帮助表示感谢: E.H. 费尔普斯, 美国钢铁公司, 以及美国原子能委员会许可证管理局的代表们。

2. 建造方法

核反应堆压力容器制成后的初始质量水平, 对于容器未来的运行可靠性是一个重要的因素。该质量水平直接与容器制造过程中所用的工程方法有关, 而且对容器以后的安全可靠性的评定只有在工艺过程和建造方法充分确定之后才能进行。ASME* 锅炉和压力容器规范第 III 章(核动力装置部件)对建造方法作了明确的规定, 它对核动力装置所用的压力容器的材料、设计、制造、试验、检验和验收的现有要求作了描述。

考虑到核动力装置部件较之按规范第 I 章(动力锅炉)和规范第 VIII 章(非直接火压力容器)为非核装置制造的压力容器有着更高的安全要求, 因此在美国机械工程师协会的主持下制定了规范的第 III 章。规范第 III 章第一次包含了在设计 and 制造方面的许多改进和进展, 从而大大地提高了核压力容器的质量水平。这些改进和进展体现在材料、设计、制造、检验、试验以及最近发展的质量保证方法方面。

2.1. 材料

虽然目前规范允许反应堆压力容器结构使用的材料很多, 但是在核动力装置发展的初期, 反应堆压力容器制造者对材料的选择仅局限于很少几种低合金钢。这些材料已证明在其它非核容器上是可用的, 而且在物理性能方面有大量的数据资料可供利用。在目前已经使用和正在建造的反应堆容器结构中, 采用具有性能均匀和稳定的材料是一般所遵循的基本原则。

2.1.1. 钢的选择

早期的和某些薄壁的反应堆压力容器的壳体, 是用覆盖有不锈钢的正火的 SA-212B 碳-锰钢板(现在的牌号是 SA-515 或 SA-516)——最低抗拉强度为 70000 磅/吋²——和 SA-105、SA-350 及 SA-182 锻钢制造的。最近的厚壁反应堆压力容器的壳体是用调质状态的 SA-533** 锰-钼-镍钢板材制造的。这种板材具有 80000 磅/吋²的最低抗拉强度, 其强度和韧性均比 SA-212 板材为高。而且, 这种钢的化学成分使得不同炉次的热处理板的性能之间具有较小的差别, 以及在厚板的情况下具有比较均匀的性能。目前广泛使用的锻钢是 SA-508***, 其强度和韧性与 SA-533 相近, 但添加了铬和具有低的含锰量。

最近使用的这两种板材和锻材是由较低合金含量的钢在最近 15 年的时间内发展起来的。这些新材料, 虽然强度比过去的材料要高, 但由于在成分上采取了控制, 因此它的“上平台”韧性或工作温度范围内的韧性获得了改善。这种改善了的韧性允许厚壁压力容器在一

* ASME—美国机械工程师协会。——译注

** 本报告中 SA-533 钢是指 SA-533B-1 钢

*** 本报告中 SA-508 钢是指 SA-508-2 钢

般反应堆压力容器的工作应力水平下安全地运行。

2 1.2 使用中的性能变化

核容器材料的物理性能在容器寿命期内由于热的和机械的及环境的运行条件的影响可能发生变化。这些性能的变化(如应变时效,回火脆化、辐照脆化)可能受到制造方法的强烈影响。一般应使制造方法的影响减至最小,以保证容器完工时的性能不会被运行条件恶化到不可接受的程度。例如,由于核压力容器的运行温度的上限(约 600°F) 大大地低于制造终了的退火温度($>1000^{\circ}\text{F}$),因此使用中运行对应变时效的影响极小。

SA-533 钢和 SA-508 钢焊件中的延迟裂纹或冷裂纹(氢裂纹)可用目前已充分确立的经验证明是合适的焊接工艺来防止。(容器制造状态下的热影响区中的晶间裂纹将在 3.1.2 节中讨论)。用这两种材料制造的构件内表面,通常用奥氏体不锈钢或镍基合金覆盖。对某些 SA-508 锻件报导过的唯一情况,是在用某些堆焊工艺堆焊的不锈钢覆盖层下出现过小裂纹(见 3.7.1 节)。目前,这种裂纹采用合适的堆焊工艺已得到控制。总之,运行期间引起的性能变化看来不会严重地影响容器的完整性,因为所用的这些容器钢具有极好的延性和韧性,而且对可能引起破坏的条件相对来说不敏感。

反应堆容器钢可能经受由于中子辐照引起的韧性降低。在一定的应力、温度和裂纹(使用中产生的)的结合条件下,韧性的降低可能导致结构的破坏。因此,规范对这些材料的断裂韧性作了专门的规定,对防止破坏所需的安全储备提供了指导。美国原子能委员会对断裂韧性的要求(在 10CFR* 部分 50 附录 G 中作了规定)引用了 ASME 规范第 III 章对断裂韧性的规定,并以附加的材料性能要求对上述规定作了补充。有关许用的压力-温度关系的附加安全考虑将在 3.3.3 节中讨论。

美国原子能委员会的要求对所有反应堆运行条件下所需要的断裂韧性提供了保守的安全裕度。这些安全裕度包括了对反应堆压力容器高通量区(正对活性区中央的环带区)中于辐照引起的材料断裂韧性变化的考虑。为了监督这种变化,10CFR 部分 50 附录 B¹要求定期地从容器中取出容器材料的监督试样。根据这些试样测出的韧性变化修改起停堆期间的压力-温度运行限制,以使反应堆总是在具有合适的断裂韧性的范围内运行。试样的断裂韧性除了能够验证对特定的反应堆容器的实际环境条件下发生的变化所作的预计外,还可以通过将试样置于中子通量比容器壁高的区域来提前预知容器材料性能的变化。

为了证实美国原子能委员会的要求的合理性,按橡树岭国立实验所主持的厚截面钢工艺计划进行的实验研究,表明用 SA-533 和 SA-508 材料制造的厚壁容器在核压力容器的工作温度范围内具有很高的韧性,从而证实了原子能委员会的要求的合理性。有关这些钢的焊缝和热影响区的有效材料是非常有限的,但是规范所要求的焊缝的强度和韧性基本上与板材和锻材的相同。

2 1.3 可能的改进

最近在反应堆容器钢冶金方面的进展,使钢的整个性能得到了改善。降低 SA-533 和 SA-508 钢的残余合金元素(特别是磷和铜)的含量将减小钢的辐照脆化敏感性。尽管规范对于在反应堆容器高通量区(正对活性区中央的环带区)使用的材料的残余合金元素的含量规定了限制,但容器制造者向钢厂订货时仍要求这种限制。在反应堆容器正对活性区中央的环带区建议采用具有低的残余合金含量的钢和焊接金属,以承受 10^{18} 中子/厘米² 或更

* CFR——联邦法规,译注

高剂量的中子辐照。如果证明采用所建议的反应堆容器使用中退火的方法能使辐照脆化后的断裂韧性得到有效的恢复,那么上述要求的必要性就不大了,虽然仍然希望这样做。

经验还表明,对反应堆容器钢的最高和最低强度值给予限制,对于在使用中获得最佳的韧性-强度的综合性能是有益的。虽然规范对某些材料(如 SA-508)的最高强度值没有作出限制,但目前的趋势是对反应堆容器用钢规定其强度的上下限。对所有容器钢的强度上限给予限制是必要的。

2.1.4 对目前和未来的工作的建议

委员会认为,目前核压力容器使用的材料具有为保证核容器可靠运行和在使用寿期内不发生脆性破坏或快速低能延性破坏所必需的强度和韧性。目前使用的钢对于任何形式的失稳破坏发生以前的缓慢的裂纹扩展具有很高的抗力。

未来的大型反应堆的设计要求可能需要壁更厚的容器和采用更高强度的钢。虽然有几种高强度材料,如 SA-542 钢和 SA-543 钢对于核容器的应用有潜在的可能性,但是原子能委员会还没有评价这些材料的可用性。委员会认为,只采用性能均匀和稳定的、经过充分鉴定的材料的传统作法是确立对核压力容器可靠性的信用的基本因素。新材料即使具有在其它方面使用的良好经验,也只有在对它们核使用中的行为有了充分的了解和取得了资料,以及控制性能的能力通过大量的试验被充分确认之后,才推荐用这些材料取代目前的材料。

2.2 设计

核容器的设计方法以对容器结构的所有承压部分进行详细的应力分析为基础。这些部分是壳体、开孔和接管、法兰开口和螺栓连接、以及反应堆内件和容器支座。规范有关容器设计合理性的要求在 NB-3311 节中作了如下规定:

- (a) 设计应满足 NB-3100 节(一般设计规定)和 NB-3200 节(设计分析)的要求;
- (b) 应满足本节的规定(当 NB-3200 节与 NB-3300 节之间发生矛盾时,应按 NB-3300 节的要求控制)。

NB-3100 节规定了必须考虑的各种设计和运行条件。该节还包含了对腐蚀和中子辐照等环境因素的特殊考虑,对覆盖层的特殊规定,以及对能对承压构件产生约束的容器附件的考虑。

NB-3200 节包含了一整套有关“设计分析”的定义和设计准则。这些适用于反应堆冷却剂回路承压构件设计准则的基础,在 1969 年由美国机械工程师协会出版的“ASME 锅炉和压力容器规范第 III 章和第 VIII 章第二分章设计分析的准则”的小册子中作了描述。

NB-3300 节包含了只适用于容器的特殊规定和说明。有关容器的这些特殊规定主要包括接管和焊接接头的设计。特别引述了 NB-3214 节的要求:“对所有主要的结构构件应进行足够详细的应力分析,以表明当容器承受 NB-3110 的载荷时,NB-3220 和 NB-3230 中的每一个应力限制都得到了满足。”

第 III 章中的这些设计规定与适用于常规压力容器的那些规定有实质性的差别。核压力容器的设计要求进行大量的应力计算,其中包括机械应力和热应力的综合分析。核压力容器的安全设计不象常规压力容器设计那样依赖于经验的保守的设计、简单的规范规定和可以接受的设计细节。

作为一种容器设计方法,第 III 章的上述规定第一次考虑了运行和瞬态载荷,以及反应

堆的工作环境。与适用于普通动力锅炉的规范第 I 章的规定不同,规范第 III 章的设计规定考虑了金属在循环载荷下的疲劳效应,这种循环载荷在装置“正常”和“反常”的运行条件下将会出现。容器设计方法上的这种差异还包括作为疲劳评定的一部分要求进行热应力分析。

在第 III 章的附录 A 中还给出了非规定性的分析设计方法,但是在反应堆容器分析中,由于更为有效的计算程序的发展,一般不用这种方法。这些方法的基础在原子能委员会报告^[1]的第 6.1 章中作了描述。自从这份报告发表以来,主要的变化是大量地利用有限单元分析法的计算机程序的编制和应用。由于这些技术的发展,消除了以往应力分析技术中所采用的很多通用假设和近似。例如,在经典的环和壳体之间的剪切变形和局部柔性效应,随着有限单元法的应用而自动包括进去了。此外,局部应力集中效应不必通过经验关系而可以直接计算。在局部高应力区附近用有限单元法计算的结果较之用经典分析所得的解与实验值之间有更好的关系。这些改进了的设计技术提高了对核压力容器设计的可信性。

2.2.1 载荷

用分析方法来评定具有给定几何形状的容器由于承受设计说明书(由容器用户或代理人提供的)规定的各种载荷条件而产生的应力和变形。对反应堆压力容器来说,主要的载荷是内压,冷却剂的温度变化,辐照产生的内热源,以及内部和外部附件的反作用力。附件包括反应堆内件、管道、容器支座和控制棒驱动接管。必须考虑反应堆容器和这些附件之间所有的相互作用的影响。

对承受内压、内热源和管道作用的轻水反应堆压力容器的设计是简单的。对由内压和机械载荷产生的一次应力的计算只涉及到比较简单的分析技术。更重要的是,在过去的 15 年中,对于这种几何结构和载荷条件的分析计算已经积累了大量的经验,其中包括实验验证。这一点是极不可能的,即一个反应堆压力容器会由于设计上的不足而不能承受内压力和内外机械载荷的作用。

比较严重的热瞬态通常限于容器的局部区域。带有或不带有热保护套管的容器接管就是一个例子,在那里热循环可能导致局部的疲劳裂纹扩展,而不是整个容器的破坏。在活性区紧急冷却时,冷水突然进入容器会引起比较严重的热应力效应。各核动力装置的执照持有者曾对这种情况作过研究,目前橡树岭国立实验所也在进行研究。目前的结果表明,这种热事故不致于引起反应堆压力容器的破坏,因为热交换机制不可能使迭加的热应变超过容器材料所能承受的应变。

失水事故和地震事故都能使容器受到来自内外附件的动载荷(见 3.8 节)。失水事故可以在极短的停闭时间内在容器中引起很大的压差。这两种事故都能导致较之其它运行工况难以确定的条件,而且对这种载荷在容器中产生的应力不能用同样的保守的办法来确定。但是这类事故不会产生大量的应力循环。这种载荷对潜在的破坏的影响在本报告的 4.1 节中进行了讨论,认为目前的设计方法能对它进行合适的控制。

因为载荷的类型和对结构的影响不同,因此容器的相对安全系数对容器构件的不同区域是不一样的。正如在本报告其它部分所讨论的那样,必须采取措施,以保证在容器使用状态下不存在有大裂纹,以及运行上不会出现严重的超压。在这种情况下,设计者最关心的是消除亚临界缺陷,这种缺陷很可能由疲劳作用而扩展。因此,适用于亚临界缺陷扩展的潜在的最佳相对指数可能是对容器不同部位计算的累积疲劳利用系数,但确定容器每一部位

累积疲劳利用系数是困难的。

轻水反应堆压力容器承压构件的计算的累积疲劳利用系数除下列部位外（按近似的数值递减排列），通常是可以忽略不计的

- (1) 主封头螺栓，
- (2) 承受大的（大于 50°F ）交变热瞬态的接管中的热保护套管的连接焊缝，
- (3) 承受一定量的中等热瞬态的接管开孔的内圆角处，
- (4) 靠近主法兰的封头，
- (5) 沸水堆活性区屏蔽支承附近的壳体。

这些区域没有一个经受严重的中子辐照。主封头螺栓的利用系数一般约为其它高应力区的两倍，但它仍位于规范许用的设计值 1.0 的范围内。疲劳利用系数的计算在所要求的每个容器的应力分析报告中给出。这些系数对于规范第 XI 章所规定的反应堆容器的使用中检查计划有很大的影响。由于采用了疲劳分析和使用中检查，委员会认为在反应堆容器使用寿命期内由疲劳引起的裂纹扩展不会使裂纹扩展到快速失稳破坏所需要的尺寸。

2.2.2 整体焊接容器的附件

规范要求考虑附件对压力容器完整性的影响。在目前的设计中，只有整体焊接附件是重要的。所考虑的附件包括从装设仪表用的很小的附件直到相当大的环绕整个容器的沸水堆的屏蔽支承。最常见的内部附件是固定或支承其它内部构件用的突缘或托架，类似的突缘、托架或支承裙是最常见的外部附件。

可能除了沸水反应堆中的屏蔽支承和与不覆盖的可拆封头连接的附件之外，所有内部附件均用奥氏体不锈钢或用在整个运行温度范围内具有优良韧性的镍基合金制造的。在上述两种情况中，附件材料及其与承压构件连接的焊缝均按规范第 III 章的有关规定控制。在某些情况下，整个附件是由焊接金属构成的。

在附件附近的承压构件中的应力是由机械力（重力、流动力、地震力）和附件必须适应的应变的作用，以及奥氏体材料的附件和铁素体材料的容器之间的不同的热膨胀和附件与厚壁承压构件之间的不同的导热特性引起的。那些不作为反应堆压力容器一部分的附件所产生的载荷和约束必须在设计说明书中提出，并在容器的应力分析报告作出评定。

可能除了流体产生的振动力和失水事故时压力瞬态产生的力之外，作用力是可以明确规定的。流体产生的振动，可在运行前的试验中按原子能委员会的标准指南 No.1 20——“反应堆内件的振动测量”进行估算。失水事故产生的力一般按保守的方法来确定，并在设计上用满意的折衷方法进行修正。由于避免在正对活性区的部位设置附件，因此反应堆容器壁中的内热源不会对附件应力产生重大的影响。

附件区域的应力分析一般是用简单的材料力学计算方法，结合比较精确的对作用于柱壳和球壳的外载荷所产生的应力的分析（如文献 [2] 给出的方法）进行的。当这种方法过于保守或者需要更精确地了解变形时，通常采用有限元分析技术。

由于附件的存在而产生的最重要的应力是位于附件和承压构件连接处的应力。由于这些应力是由附件和承压构件之间变形不协调而产生的，因此这些应力主要对疲劳来说是重要的。

可能除了象沸水堆屏蔽支承或容器的支承裙这类大型附件外，一般附件很少会引起承压构件结构上的变形。因此，大多数附件对承压构件的结构可靠性没有重大的影响。在设

计和分析有重大影响的那些结构附件的时候,应使不连续应变满足规范规定的限制。

委员会认为,反应堆压力容器的整体焊接附件不会成为压力容器完整性方面所关心的区域。

2 2 3 控制方法

规范第 III 章通过要求提供一份容器设计说明书来对容器用户和制造者进行设计控制。该说明书必须包括

- (1) 预计的容器运行寿期内运行工况的特定作用及其范围;
- (2) 预计的容器使用中将承受的机械载荷和热载荷,
- (3) 预计的容器的铁素体材料所处的环境条件(如辐照),
- (4) 系统事故(干扰和危急工况)可能引起的瞬态载荷工况;
- (5) 装置所在地区地震造成的动态载荷,
- (6) 由假定的失水事故(破坏工况)产生的系统载荷。

委员会认为,容器安全设计的主要因素是制定合理的设计参数(它作为容器设计说明书的一部分)。设计说明书一般是由核蒸汽系统供应者(如用户的代理人)编制的。因为他对预计的反应堆容器运行工况有直接的了解,因此由他来规定容器的设计条件是比较合适的。考虑到这些设计参数对安全的重要性,原子能委员会对安全分析报告中的设计条件进行了审查,以便确定其中是否包含了反应堆容器安全运行所要求的合适的载荷条件。

第 III 章不仅对反应堆容器的所有部件要求详细的应力分析报告,而且还规定了对容器制造者编制的应力分析报告进行审定的程序。审定程序也适用于负责编制设计说明书的单位。该单位有权审查应力分析报告,以便确定在应力计算中是否考虑和应用了设计说明书中所规定的设计和运行条件。规范要求制造者对结构的完整性负责,但要求用户规定合适的设计和运行条件,并由他来保证制造者已正确地理解了这些条件。委员会认为这种方法提供了足够的保证,因此不会发生可能导致容器破坏的严重的设计差错。

委员会还认为,正确的履行第 III 章的设计规定和容器设计说明书及应力分析报告的审定程序,为保证反应堆容器的设计符合核蒸汽系统供应者的设计说明书的要求提供了合理的设计控制方法。但是,这只有当容器设计者能够完成所要求的分析时才能做到这一点。委员会认为,正如 2.6 节和 2.7 节的结论所指出的那样,规范在这方面应有所加强。

2 3 制造

在第 5 章对非核容器的破坏事例进行统计分析中,包含了几例由于制造质量低劣引起的破坏,还有一些破坏是由于制造方法不适合于所选择的材料而引起的。为了避免在核容器中发生此类问题,规范第 III 章提供了主要是针对容器制造中的控制、无损试验和检验的制造规定。虽然传统的容器制造方法是以很多的要求作为其基础的,但是规范第 III 章的指导原则是通过对容器主要制造过程(成型、焊接、热处理等)的每一阶段进行严格的控制来获得最好的容器制造质量的。规范的质量保证要求提供了为保证实现规范的基本原则所必须严格遵循的方法。

2.3 1 制造控制方法

规范第 III 章规定的严格性,是通过在制造过程的每一阶段贯彻实行质量保证计划来保持的。为了保证获得所要求的容器制造质量,质量保证计划提供了一套能及时发现和纠正制造错误和偏差的控制方法。

目前核容器的制造实践要求容器制造者和蒸汽系统供应者双方对材料制造者进行监督，它们可以独立地审核钢厂质保书中所列的材料性能和化学成分。所有的容器材料必须具有可以根据载有材料来源和制造历史的正式记录报告查对的识别标记。这种标记方法对于防止在容器制造过程中使用不合格的或错误的材料来说是很重要的。材料控制的有效性分别由规范检查员和用户对质量控制记录的审核和检查来监督。

制造工作还受到制造厂的独立的质量保证控制的监督。规范检查员通过对正式的检验记录和自己对无损检验结果的观察所作的比较，对制造工作进行监督。用户的代表独立地检查制造质量控制系统。制造质量最终由在制造厂或核动力装置工地对所有焊接接头进行大量的基准检验来确认。

由于有这么多的方面进行监督，因此核容器发生制造差错的可能性较之非核容器相对来说要少一些，后者是没有能与之相比的检验和质量保证系统的。委员会认为，单靠全面的监督还不能保证反应堆容器具有所要求的最终质量。这些计划的有效实施要求对每一制造步骤用正式文件作出明确合适的规定。直到目前为止，有关反应堆容器的质量问题都是由于规范规定和工厂的制造程序不太明确，以及对质量保证计划中的重要控制方法的某些忽视造成的。委员会认为，由于质量保证计划对反应堆容器的完整性具有决定的意义，因此应给予极大的重视。如果得到适当的重视，质量保证计划将保证容器的制造质量达到规范所要求的水平。

2 3 2 无损检验

反应堆容器的质量保证方法及其最终质量是直接由所进行的无损检验的数量和程度，以及所采用的检验方法检出制造缺陷的能力来决定的。核反应堆容器的无损检验需要大量的无损检验计划，其中包括在材料生产和容器制造的各个阶段所采用的肉眼检验、射线检验和超声波检验。所采用的检验方法为检出重大裂纹提供了最大的可能性。液体渗透检验和磁粉检验用来检出表面裂纹。射线技术用于全透焊缝和用这种技术能检出裂纹的其它区域的检验。对于所有的基材（包括轧板和厚锻件），要求进行超声波检验。超声波技术也用于不适于采用射线检验的焊缝的检验。

值得注意的是，规范第 III 章对核容器所要求的无损检验较之规范第 I 章或第 VIII 章在程度上有很大的增加。表 1 给出了第 III 章和第 I 章所要求的无损检验的比较。例如，反应堆容器的壳体和封头材料要求 100% 体积的超声波检验。而化石燃料装置的动力锅炉（第 I 章）或普通的非直接火压力容器（第 VIII 章），即使承受和核反应堆容器相同的或比它更为严重的使用条件，其所用的材料也不要求进行这种检验。此外，规范要求核反应堆容器壳体与冷却剂管道接管连接的焊缝应进行全体积的射线检验，并以表面检验补充之。这一要求对可用的焊接接头设计提出了一定的限制。

在检验方面所关心的是，已经检验过的区域在以后的制造过程中可能发生变化，从而导致检验以后又可能出现裂纹。为此，规范第 III 章要求在容器水压试验之后对焊缝进行表面检查。规范第 XI 章进一步要求在容器制造完工后对容器焊缝（包括焊缝附近的基体金属）必须进行一次全面的检查（例如超声波），以绘制出缺陷（如果有的话）的位置图，作为以后使用中检查的比较基准。

第 III 章规定的每种无损检验方法的验收标准，是根据以往 50 多年的经验制定出来的，它们是以采用经过考验的最佳工艺获得很高的制造质量为基础的。验收标准曾经是接

表 1. 反应堆容器和锅炉汽包无损检验要求的比较

		ASME 规范第 III 章 (反应堆容器)		ASME 规范第 I 章 (锅 炉 汽 包)	
		检 验	程 度	检 验	程 度
材 料	板 材	超 声 波	100% 体积	不 规 定	比第 III 章少得多
	锻 件 和 螺 栓	超 声 波 和 磁 粉 或 着 色	100% 体积 100% 表面	不 规 定	比第 III 章少得多
制 造	焊 接 坡 口	磁 粉 或 着 色	100% 表面	肉 眼 检 查	100% 表面
	壳 体 和 封 头 焊 缝	射 线 和 磁 粉 或 着 色	100% 体积 100% 表面	射 线	100% 体积
	接 管 焊 缝	射 线 和 磁 粉 或 着 色	100% 体积 100% 表面	射 线	100% 体积
	全 透 焊 缝	磁 粉 或 着 色	100% 表面和 焊缝逐层检验	肉 眼 检 查	100% 表面
水压试验后	所 有 焊 缝	磁 粉 或 着 色	100% 表面	肉 眼 检 查	100% 表面
运 行 前 (第 XI 章)	壳 体、封 头 和 接 管 焊 缝	超 声 波	100% 体积	不 要 求	
	接 管 内 圆 角 处	超 声 波	100% 体积	不 要 求	
	容 器 支 承 焊 缝	超 声 波	100% 体积	不 要 求	

可用的检验方法的灵敏度制定的。但是,一些随意性的小的讯号指示(尽管射线检验可以检出)可能不需要纠正。但非随意性的一系列这样的讯号指示意味着是一条裂纹,因此不经过研究和可能的纠正是不能验收的。在大多数情况下,规范要求对那些可能对结构有影响的裂纹进行修补,即使裂纹比较小。非核容器和锅炉的使用经验已经证明了这些标准的普遍适用性。

虽然规范对于可检出的裂纹的许用程度的规定显然是极端保守的,但目前规范的要求不能保证所有的裂纹都能被检出,因为可用的检验技术不能检出某些形状的裂纹。通过提高射线检验的灵敏度和超声波检验的精度,或者采用声发射技术所带来的在裂纹检出和分析方面的改善,由于减小了裂纹存在的可能性,从而进一步保证了容器的安全可靠。

在由裂纹检验方面的限制所产生的问题未解决之前,容器的安全性最好用选择材料的方法来保证,即选择在使用条件下具有高韧性的材料,使得所允许的裂纹尺寸正好在检验技术的能力范围之内,这样就对危险裂纹的增长提供了最大的安全保证。委员会认为,对正常运行(包括设计瞬态施载、停堆和结构试验)所规定的运行限制将对破坏提供足够的安全裕度,以弥补裂纹检验方面的不足。

2.4 安装

部件安装不合适有可能降低容器的质量。曾有过容器经受机械冲击、环境污染和不正确的安装的情况。这方面的经验表明,如果已知发生了这种情况,而容器还没有投入使用,那么可以通过重新检验来估计它的受害情况。由安装不合适产生的缺陷的类型基本上和制造中所产生的缺陷一样。

已知的可能影响到容器可靠性的安装问题是:容器的装卸不当;在基础和容器之间的容器支承和中间结构中有问题,抗地震载荷用的减震器使用得不正确,以及管道支承设置不

当, 这将在容器上引起预计不到的管道作用载荷。在核动力装置的安装中已经发生过许多这样的问题, 主要是由于对设计及安装细节注意不够。对每一种情况所作的分析认为, 这些问题不会增加容器破裂*的可能性。委员会认为, 通过非核热态运行和系统功能试验期间对结构位移进行合适的校核, 和对附件的细节给予谨慎的注意, 这类安装问题对容器破坏的影响可以减少到忽略不计的程度。

2.5 其它国家所做的工作

前面着重谈的是美国规范(如规范第 III 章)中有关设计和制造方面的问题。但是, 其它国家在核和非核压力容器的建造和运行方面也做了适当的工作。委员会及其顾问们通过压力容器研究委员会在国际范围内的规范活动和国际会议, 以及通过 ORREST 参加与核装置钢质构件的安全有关的力学和材料问题的 OEC-NEA 专家小组而对这方面的工作非常了解。

2.6 核容器建造方法的合适性

以上所述强烈地支持这样一种信念, 即按规范第 III 章规定建造的核容器的质量优于按规范第 I 章或第 VIII 章规定建造的高质量的非核容器。其理由归纳如下。

(1) 核容器对材料性能有着更严格的要求, 而且对必须考虑的环境条件给予了更大的注意。要求焊缝和热影响区的强度和韧性必须与板材和锻材具有同样的水平。

(2) 设计方法更为精细, 并且着重要求对设计细节进行仔细的分析, 而不只是依赖于名义膜应力和粗糙的安全系数。对规范第 III 章的要求和规范第 I 章及第 VII 章第一分章的要求所作的比较表明, 非核容器规范依靠增加壁厚, 只计算薄膜载荷, 以及在设计值和极限强度值之间采用 4 的系数来达到它的全部保守性。相反, 虽然规范第 III 章只要求 3 的名义安全系数, 但该章规范对处理疲劳载荷和其它对容器破坏起主要作用的二次载荷对设计的影响作了规定。

(3) 规范第 III 章要求用户在设计说明书中应仔细地规定容器的用途, 设计条件和环境载荷, 以使设计者能够考虑容器在其使用寿命内可能经受的所有条件。而非核容器, 在规范上没有这种要求, 大多数报导的非核容器的破坏是与设计上没有考虑到的条件有关的。

(4) 由于规范第 III 章规定了大量的质量保证要求, 因此在核容器的制造和安装方法上较之大多数的非核容器有更严格的控制。

委员会认为, 核容器的高质量为获得必要的容器可靠性提供了充分的保证。与此同时, 基于以下各节所述的谨慎考虑, 委员会反对过分地依赖规范的规定和把它作为防止核反应堆容器破坏的唯一手段。

规范第 III 章为与反应堆容器制造有关各方规定的职责的有效实施, 对保证容器的适用性和可靠性是很重要的。这些职责主要有:

(a) 美国机械工程师协会对容器制造者进行调查, 以确立在颁发制造核容器的执照以前制造者必须具备的资格;

(b) 在容器开始制造以前, 由容器制造者根据规范第 III 章 AQ 要求制订质量保证细则和质量保证计划的实施方案,

(c) 容器制造者与持有证书的检验机构(它派出规范全权检查员, 其在容器制造期间的职责在第 III 章中作了规定)签订规范检验合同;

* 参阅 5.1 节定义

(d) 对规范全权检查员进行鉴定和考试, 他的职责是监督整个反应堆容器按规范第 III 章要求进行制造。

为了保证有效地履行指定给各方的职责, 具有独立的检查手段是重要的。因为 10CFR 50.55a 部分——“规范和标准”——采纳了作为“联邦法规”一部分的第 III 章, 以及 10CFR 50 部分附录 B——“质量保证要求”——要求明确地作出安排, 以使用户能够证明反应堆容器制造的有关职责部门履行了规范规定的职责, 因此委员会认为合同的条款将允许原子能委员会和用户对每一职责部门进行检查。

制造和检验方法已经历了一个逐步发展的过程。已经出现过一些制造问题, 包括采用新的制造方法(如电渣焊的应用)所带来的问题和 3.7 节所述的其它问题。这些问题通过工艺上的改变, 以及在某些情况下通过改变设计已经得到解决。断裂力学技术虽然是一种重要的新的分析裂纹扩展的方法, 但它要求精确的无损检验技术和能够准确地解释裂纹的性质和作用的专门人员。

2.7 关于反应堆容器建造方法的结论

委员会认为, 美国原子能委员会标准部 (Regulatory Staff) 继续参加规范制订小组的活动, 以及反应堆安全咨询委员会所进行的联系工作对保证容器规范纳入与公众安全有关的要求是很重要的。原子能委员会在履行其协调任务时的兴趣和要求一般由规范制订小组考虑, 在大多数情况下规范条例是按这些要求制订的。此外, 在必要时, 原子能委员会会对规范提出补充要求作为它的协调计划的一部分, 以保证在核反应堆容器的建造实践中得到适时的注意。尽管如此, 委员会仍然认为, 为了保证防止容器破坏的有效方法的最大限度的利用, 小心谨慎是必要的。作为它对公众安全所负责任的一部分, 核工业界有义务了解下列措施是否得到适当执行。

(1) 规范应对危急和事故工况下的材料韧性要求有更明确的规定, 以考虑容器温度、应力水平和断裂韧性之间的不同结合, 断裂韧性的要求应按瞬态工况下的这种结合和正常设计要求来规定。

(2) 当用户和制造者的质量要求超过规范的最低要求时, 应考虑提高规范要求, 以与实际情况一致。

(3) 当材料承受的中子剂量超过 10^{18} 中子/厘米² 时, 应对能够增加辐照脆化的残余元素(如铜和磷)的限制作出明确规定。

(4) 目前的规范要求用户或用户的代表编制设计说明书, 要求制造者或制造者的代表编制应力分析报告, 以及要求编制设计说明书的单位审查应力分析报告以确定两份技术文件的一致性。这样作的主要考虑是, 由两个独立的相关单位来解释这些要求。如果这两个独立单位同属于一个公司, 那么用户或用户的代表将自行进行审查。如果所有上述三个步骤都由同一单位进行, 则应要求单独的鉴定性设计审查。

(5) 规范或原子能委员会的条例应要求同一设计中的第一个容器的设计接受用户或其代理人的鉴定性设计审查。通过鉴定性设计审查, 可以证明审查单位是否进行了为证明容器设计符合设计说明书和应力分析报告所必须的每一步骤。鉴定性设计审查应由对用户负责的单位进行, 而不应由对设计说明书和应力分析报告负责的单位或负责审查应力分析报告的单位进行。鉴定性设计审查, 设计说明书, 应力分析报告, 以及应力分析报告与设计说明书一致性的审查, 应在工程师的指导下进行, 工程师的技术责任权限应由其所受的教育和