

附件 3

《乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和
设计准则（征求意见稿）》
编制说明

《乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和设计准则》标准编制组

二〇二〇年五月

目 录

1. 项目背景.....	3
1.1 任务来源.....	4
1.2 工作过程.....	4
2. 标准制订的必要性分析.....	5
3. 国内外相关标准情况.....	6
4. 标准制订的基本原则和技术路线.....	9
5. 标准主要技术内容.....	9
5.1 范围.....	9
5.2 规范性引用文件.....	10
5.3 术语和符号.....	10
5.4 载荷组合.....	12
5.4.1初始条件.....	12
5.4.2正常运输条件下的载荷组合.....	14
5.4.3运输事故条件下的载荷组合.....	15
5.5 设计准则.....	17
5.5.1包容边界结构的设计准则.....	17
5.5.2临界安全相关结构的设计准则.....	18
5.5.3其它安全相关部件的设计准则.....	19
6. 与国内外同类标准或技术法规的水平对比和分析.....	20
7. 实施本标准的管理措施、技术措施、实施方案建议.....	20

《乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和设计准则（征求意见稿）》

编制说明

1. 项目背景

核电是清洁能源。目前中国大气污染严重，化石能源特别是煤炭的利用是大气污染的主要来源。在改善煤电燃料链环境影响的同时，加快发展核电是减少中国环境污染和温室气体排放的现实有效途径。据测算，一座百万千瓦的核电厂和燃煤电厂相比，每年可以减少二氧化碳排放 600 多万吨，发展核电是中国应对大气污染治理重压的必然选择，也是政府近年来大力支持的建设项目。虽然在 2011 年日本福岛事故给全世界的核电发展投下了不可磨灭的阴影，但人们不断反思总结，在能源、环境的制约以及电力需求压力下，在确保安全的前提下，核电发展依然是改善环境、提供能源的现实有效途径。

2012 年 10 月 24 日国务院常务会议讨论通过《能源发展“十二五”规划》，再次讨论并通过《核电安全规划（2011-2020 年）》和《核电中长期发展规划（2011-2020 年）》，稳妥恢复核电站正常建设。2013 年以来，中国政府已经多次表态，在安全的前提下，适时在东部沿海地区启动新的核电项目。2014 年 5 月 16 日，国家发改委、能源局和环境保护部联手发布《能源行业加强大气污染防治工作方案》指出，核电是国家能源结构调整的重要组成部分，要继续安全高效地推进核电建设。在 2014 年 6 月 13 日北京召开的中央财经领导小组第六次会议上，国家主席、中央财经领导小组组长习近平同志提出：在采取国际最高安全标准、确保安全的前提下，抓紧启动东部沿海地区新的核电项目建设。2016 年 6 月，李克强总理在中国核电工程有限公司视察，详细了解了我国具有自主知识产权的“华龙一号”等核电成果，并表示“你们为我撑腰，我去国际舞台为你们扬名。要用最高标准、最优质量、最好性价比，提升中国核电装备在国际市场的竞争力”，核电不光要在国内发展，还要“走出去”，与欧美发达国家合作开发第三方市场。我国具有自主知识产权的“华龙一号”机型研发成功，为中国核电走出国门提供了强有力的支撑，是我国政府对外政治经济合作的王牌之一。

2016 年 11 月国家发改委、国家能源局对外正式发布的《电力发展“十三五”规划（2016-2020 年）》，2015 年年底全国发电装机容量 15.3 亿千瓦，其中核电 0.27 亿千瓦，占比 1.76%，核电在中国能源结构中所占比例仍然很小，核电在我国还有很大的发展空间。

随着我国核电事业的不断发展,按照 2020 年建成核电站的装机容量 5800 万千瓦测算,2020 年我国核电站乏燃料累积存量将超过 7500 吨,核电站累积外运的乏燃料约为 2100 吨,2020 年当年累积外运量超过 200 吨。到 2025 年,我国核电站乏燃料累积存量将超过 14000 吨,核电站乏燃料累积外运量 5200 吨,当年外运量近 900 吨。到 2030 年,在不考虑再新建核电站情况下,我国核电站乏燃料累积存量将达到 23000 吨,核电站乏燃料累积外运量超过 10000 吨,当年外运量近 1300 吨。我国已制定了核燃料闭路循环的政策,乏燃料采取后处理回收铀和钚的技术路线。根据我国后处理工程建设初步设想,在 2030 年前后建成第一座大型乏燃料后处理厂。

因此,为了确保我国核电站安全运行,需要及时将核电站中的乏燃料运输至后处理厂。乏燃料运输容器作为运输乏燃料的重要设备,关乎着整个核工业的安全发展。根据对核电站乏燃料运输容器市场需求的分析,考虑运输过程中容器的调配使用,2025 年前,我国还需要新增乏燃料运输容器 23 台;2025 年后,随着大批核电站乏燃料组件的外运需求提出,还需新增乏燃料运输容器 49 台,乏燃料运输容器总的需求数量达到 79 台。与此同时,除了商用堆核电站外,研究堆和实验堆的乏燃料同样面临着外运和转运的问题,该类型乏燃料运输容器的设计和研发工作也同样十分重要。因此,我国乏燃料运输容器的市场潜力十分巨大,针对乏燃料运输容器的载荷组合及设计准则研究具有十分重要的意义。

1.1 任务来源

2019 年,中华人民共和国生态环境部办公厅以“环办核设函(2019)482 号”《关于印发核与辐射安全监管 2019 年项目计划的通知》下达了《乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和设计准则研究》的相关工作任务。

本草案由中国核电工程有限公司和中机生产力促进中心主编并起草。

1.2 工作过程

1) 2019 年 5 月,收到生态环境部“关于印发核与辐射安全监管 2019 年项目计划的通知”。在此之前,中国核电工程有限公司已提前组织相关专业人员提前开展调研工作,接到“通知”后成立课题组,课题负责人为姚琳同志。

2) 2019 年 4 月,国家核安全局核与辐射安全监管司燃料处到核设备所检查项目启动情况并召开项目启动会,对项目的预期成果提出了指导和期望。课题组就项目的准备情况进行了汇报。

3) 2019年4-9月,课题组消化吸收美国核管理委员会(NRC)发布的RG7.6——乏燃料运输容器包容结构分析设计准则和RG7.8——放射性物品运输容器结构分析的载荷组合两本导则,对两本导则进行了翻译工作,形成了翻译稿,针对国内外乏燃料运输容器的载荷组合和设计准则的应用情况、研究成果和发展趋势展开详细的调研,并在此基础上形成了标准草案。

4) 2019年7月,课题组组织召开了乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和设计准则公司内部评审会,对所形成的翻译稿和标准草案进行了公司内部评审。

5) 2019年8月,课题组根据公司内部评审意见修改后形成的翻译稿和标准草案,组织召开了乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和设计准则外部评审会,对所形成的翻译稿和标准草案进行了公司外部评审。

6) 2019年9月,课题组参加了国家核安全局组织的项目中期检查会,会上核安全局领导听取了课题组的阶段研究成果汇报,并对后期工作提出了指导意见。

7) 2019年9-12月,课题组根据中期检查会上专家提出的意见和建议,编制完成调研报告,对所形成的翻译稿和标准草案进行修改,并参考国内其他标准撰写方式的基础上,编写了标准编制说明。

8) 2019年12月,课题组根据目前研究成果,召开了乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和设计准则研究成果评审会。与会专家肯定了课题组的研究成果并提出了对调研报告和标准草稿的修改建议和意见,课题组根据专家意见对课题研究成果进行了进一步完善,最终形成研究成果如下:

《乏燃料运输容器包容结构分析设计准则(RG 7.6)翻译稿》

《放射性物品运输容器结构分析的载荷组合(RG 7.8)翻译稿》

《乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和设计准则调研报告》

《乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和设计准则(征求意见稿)》

《乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和设计准则(征求意见稿)编制说明》

2. 标准制订的必要性分析

乏燃料运输容器是运输乏燃料组件的专用设备,是保证乏燃料安全外运的关键设备。其主要功能是安全可靠的运输指定型号和参数的乏燃料组件,是核电站长期安全运行的基本保障。根据法规要求,乏燃料运输容器的设计应能使容器在正常运输条件下和

运输事故条件下保持容器的包容完整性等相关安全要求。因此，在乏燃料运输容器的结构设计和分析中，应考虑不同运输条件下容器所承受的载荷类型和载荷组合，并采取合理的设计准则对分析结果进行评定。

目前我国尚无放射性物品运输容器结构分析的载荷组合及设计准则相关标准及法规。经过对国内外多家乏燃料运输容器设计单位及其主要产品（如 NAC 的 STC、Orano 的 TN 系列、Holtec 的 HI-STAR 系列、CNPE 的 CNSC 系列）的调研，得知这些主流容器对于乏燃料运输容器载荷组合的应用，目前主要以美国核管会（NRC）管理导则 RG7.8《放射性物品运输容器结构分析的载荷组合》为主；对于乏燃料运输容器的结构设计准则，目前主要遵循美国核管会（NRC）的管理导则 RG7.6《乏燃料运输容器包容结构分析设计准则》。在以上两个标准以外，还会综合考虑 IAEA SSR-6 Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material 的相关要求。

为了逐步完善我国放射性物品运输及其相关领域的法律法规标准规范体系，为乏燃料运输容器的结构设计和载荷组合分析提供技术指导，为监管部门审查乏燃料运输容器的设计提供技术支持，制定《乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和设计准则》是十分必要的。

3. 国内外相关标准情况

根据法规要求，乏燃料运输容器的设计应能使容器在正常运输条件下和运输事故条件下保持容器的完整性等相关安全要求。因此，在乏燃料运输容器的结构设计和分析中，应考虑不同运输工况下容器所承受的载荷类型和载荷组合。

对于乏燃料运输容器载荷组合的应用，目前主要以 NRC 导则 RG7.8《放射性物品运输容器结构分析的载荷组合》为主，该导则明确了放射性物品运输容器在正常运输条件和运输事故条件下的载荷类型和载荷组合，对乏燃料运输容器的结构安全分析具有重要意义。

截至目前，关于乏燃料运输容器结构分析的载荷分析和归类在 IAEA 特定安全要求 SSR-6《放射性物质安全运输条例》（2018）中和 NRC 管理导则 RG7.8 中有明确描述。然而，国际上对于乏燃料运输容器结构分析载荷组合的研究和应用主要依据 RG7.8 中的相关条款要求，IAEA《放射性物质安全运输条例》（SSR-6）中也有关于不同工况下的载荷条件，但并未涉及各个载荷的组合情况。因此，重点分析 RG7.8 中的相关条款和内容。

《放射性物质安全运输条例》（SSR-6）中将放射性物质运输容器在正常运输条件的

初始温度条件为-40℃至 38℃，在此温度初始条件上施加载荷条件。然而，RG7.8 中，由于在美国及其毗邻区域，99.7%的每小时记一次的温度读数都在-29℃至 38℃内，所以在管理导则 RG7.8 中给出了-29℃至 38℃的温度范围作为初始条件的一部分。

RG7.8 给出的载荷条件被 NRC 相关工作人员所接受用于运输放射性物品 B 类货包的结构评定。容器的结构分析应将初始条件分别与正常运输条件和运输事故条件组合使用。10CFR71 “放射性物品的货包和运输”中的第 71.71 节（正常运输条件）和第 71.73 节（运输事故条件）提供了放射性物品运输货包的结构设计基准，并分别描述了正常运输条件和运输事故条件下产生的热载荷和机械载荷。

为了评估乏燃料运输容器结构对指定载荷的响应，在开始分析之前需要假设初始条件，RG7.8 描述了 NRC 相关工作人员认可的初始条件，用于在美国本土及附近区域运输放射性物质 B 型货包的结构分析。此外 RG7.8 应该与 RG7.6（运输容器包容结构分析的设计准则）共同使用，来对大型乏燃料运输容器（例如：数吨重的容器）进行结构评估。

乏燃料运输容器在结构设计过程中需要首先明确各个部件所遵循的应力准则，这也是容器安全分析的重要前提。

目前，国内外主要乏燃料运输容器（如 NAC-STC 乏燃料运输容器、HI-STAR 系列乏燃料运输容器、CNSC 乏燃料运输容器等）的结构设计准则都遵循美国核管理委员会（NRC）发布的管理导则 RG7.6《乏燃料运输容器包容结构分析设计准则》，该管理导则发布于 1978 年。该导则根据美国 10CFR71 中有关放射性物质运输的要求，制订了关于乏燃料运输容器包容结构分析设计的准则。该导则介绍了包容边界的结构设计准则，当包容边界结构和其他主要筒体结构材料考虑为线弹性时，可使用该导则的条款。

自该导则第一版发布以来，截至 2019 年，该导则从未升版。仅仅在 2014 年 6 月有一个定期审查意见单。该审查单主要问题是目前关于 RG7.6 的版本存在的哪些技术或监管问题，以及根据未来几年申请许可证的数量考虑，目前不更新 RG7.6 的版本主要存在的主要困难。NRC 主要基于 ASME 规范的升版问题与 NRC 员工导则的版本兼容性问题做出了回答。目前 ASME 规范（2013 版）第 III 卷有了基于应变的设计准则。然而，该版本（1987 年版本）的管理导则中并未涉及到有关应变准则的相关条款。此外，NRC 预计未来 3 年内（自 2014 年算起）将会收到约 1-2 件乏燃料运输容器的设计申请，申请者应仍按照基于应力的准则进行申请许可证。但是不排除采用新版 ASME 版本的中有关应变的设计基准的申请，NRC 将对于此类型的申请进行一事一议的审查。由于缺乏相关导则

的支持，基于应变分析的审查将比基于应力分析的审查耗费更多的时间。

根据该审查结果，NRC 员工对最新版本 ASME 规范中有关应变的设计准则的描述，将会对 RG7.6 未来的修订方向有新的考虑，但仍未给出明确的时间表。综上所述，未来容器许可证的申请关于设计准则部分仍将按照 1978 年发布的 RG7.6 为准。

目前，乏燃料运输容器包容边界结构分析的设计准则主要依据 RG7.6 中的相关条款。下面简要介绍一下该导则的基本内容。

10CFR71 的 71.35 和 71.36 小节关于“已知工况下放射性物品货包和运输”要求用于运输放射性物品的货包应逐一满足 10CFR71 附录 A 和 B 中提及的各类工况条件，包括正常运输条件和运输事故条件。RG7.6 中描述了 NRC 准许的用于运输乏燃料的 B 型货包的包容边界结构分析设计准则。如有其他替代设计准则，如果能满足 10 CFR 71 第 71.35 和 71.36 条的结构要求，且 NRC 员工认为可以接受，则可使用替代设计准则。

导则 RG7.6 认为目前（导则发布之时）尚无可以直接用于评价乏燃料运输容器的包容边界结构完整性的设计准则。该导则介绍的包容边界的结构设计准则主要针对当包容边界结构和其他主要筒体结构（如外筒体、中子屏蔽层外壳）材料考虑为线弹性时的情况。此外，使用 RG7.6 导则条款的一个基本假设是可以应用叠加原理来确定载荷组合对包容结构的影响。然而，使用 RG7.6 导则并不排除对容器其它部件（例如，减震器和铅屏蔽层）进行适当的非线性处理。由于目前缺乏足够的的数据以制定实质性非线性准则，RG7.6 中未给出非线性结构分析的设计准则。NRC 工作人员将对采用 RG7.6 以外的准则进行一事一议的审查。值得指出的是，通常在乏燃料运输容器的结构设计分析中，如减震器、外筒体等部件都采用非线性准则进行分析。在运输事故运输条件下的试验验证过程中，该类型部件都会发生较为严重的塑性变形，因此，无法使用线性准则进行分析。

考虑到 RG7.6 是基于 ASME 锅炉和压力容器规范第 III 卷中核电厂部件的设计要求而来的。该标准中，对 1 类部件采用“分析式设计”方法的部分规范进行了调整，以形成运输容器包容边界结构的可接受设计准则。10CFR71 中规定的正常运输条件下的设计准则与 ASME 规范第 III 卷中的 A 级限制工况（原称为“正常工况”）的准则相似，事故条件下的设计准则与 D 级限制工况（原称为“故障工况”）的设计准则相似。然而，考虑到 ASME 规范第 III 卷是针对反应堆部件而非运输容器而制定的，许多要求可能不适用于运输容器的设计。

综合上述分析，本标准制定参考了美国核管会（NRC）管理导则 RG7.8《放射性物

品运输容器结构分析的载荷组合》、RG7.6《乏燃料运输容器包容结构分析设计准则》，《放射性物品安全运输规程》(GB 11806-2019)。经调研，目前国际主流乏燃料运输容器均采用 RG7.8 及 RG7.6 作为乏燃料运输容器结构分析的载荷组合及设计准则。我国 GB 11806 中对容器载荷的相关要求，与 IAEA SSR-6 基本保持一致，且国际上主要核国家对放射性物品运输的技术要求均与 SSR-6 要求一致。所以在 RG7.6 及 RG7.8 的基础上结合 GB11806-2019，制定满足我国及国际广泛可接纳的相关标准是可行的。

4. 标准制订的基本原则和技术路线

本次制订时遵循如下原则及技术路线：

(1) 本标准的制定遵循原国家质量技术监督局发布的《采用国际标准管理办法》(2001 年 12 月国家质量技术监督局令第 10 号)、《标准化工作导则 第 1 部分：标准的结构和编写规则》(GB/T 1.1-2009)、《标准化工作指南 第 2 部分：采用国际标准》(GB/T 20000.2-2009) 及其它标准的相关要求。

(2) 根据《采用国际标准管理办法》(2001 年 12 月国家质量技术监督局令第 10 号)和《标准化工作指南 第 2 部分：采用国际标准》(GB/T 20000.2-2009) 的规定，标准制定采用美国核管会 (NRC) 管理导则 RG7.8《放射性物品运输容器结构分析的载荷组合》、RG7.6《乏燃料运输容器包容结构分析设计准则》，即技术上与 RG7.6, RG7.8 基本一致，结构上也有调整。

(3) 本标准制订相关条款与现已生效的其他相关标准之间保持一致。

(4) 具有普遍性和可操作性，易于推广使用。

5. 标准主要技术内容

5.1 范围

本标准第四章载荷组合适用于所有类型乏燃料运输容器；第五章设计准则仅适用于奥氏体不锈钢制乏燃料运输容器。主体为碳钢材料的乏燃料运输容器，其结构分析原则上可以采用本标准中第 5 章所规定的设计准则，但同时应考虑低温断裂韧性等附加要求。此外，对于总活度超过 $3000A_1/A_2$ 或 $30000Ci$ 的放射源货包，其结构分析的载荷组合与包容边界设计准则原则上可参照本标准相关内容。

本标准规定的设计准则应用于线弹性分析，其基本假设可以应用叠加原理来确定载荷组合对容器结构的影响。但其它安全相关部件（如减震器及其螺栓）可根据实际情况进行适当的非线性处理。

5.2 规范性引用文件

(1) GB11806-2019《放射性物品安全运输规程》，该标准于2019年2月15日发布，2019年4月1日实施，同时老版本废止。为贯彻《中华人民共和国环境保护法》《中华人民共和国放射性污染防治法》《中华人民共和国核安全法》和《放射性物品运输安全管理条例》，防治放射性污染，改善环境质量，规范放射性物品运输管理工作，制定本标准。本标准中的载荷要求以及制定准则的依据来自GB11806。

(2) JB 4732-1995(2005)《钢制压力容器-分析设计标准》，本标准中的一些力学术语如一次薄膜应力等摘自JB 4732。

(3) 本标准中关于部分其他安全相关部件的设计准则参考“ANSI N14.6 称重为10000磅(4500 千克)或其以上的放射性物质运输容器专用提升装置”。

(4) 本标准中包容边界、临界安全相关部件以及其他安全相关部件应力设计准则的选取参考ASME 核电规范与标准中NB、NG和NG分卷的相关内容。

5.3 术语和符号

标准制定中的术语和符号说明如下：

(1) “应力强度”，JB4732第4.1条“系组合应力基于第三强度理论的当量强度，规定为给定点处最大剪应力的2倍，即给定点处最大主应力与最小主应力的代数值（拉应力为正值，压应力为负值）之差”，本标准等同采用了JB4732的定义内容。

(2) “一次应力”，JB4732第4.8条“为平衡压力与其它机械载荷所必须的法向应力或剪应力。对理想、塑性材料，一次应力所引起的总体塑性流动是非自限性的，即当结构内的塑性区扩展到使之变成几何可变的机构时，达到极限状态，即使载荷不再增加，仍产生不可限制的塑性流动，直至破坏”，本标准等同采用了JB4732的定义内容。

(3) “二次应力”，JB4732第4.9条“为满足外部约束条件或结构自身变形连续要求所须的法向应力或剪应力。二次应力的基本特征是具有自限性，即局部屈服和小量变形就可以使约束条件或变形连续要求得到满足，从而变形不再继续增大。只要不反复加载，二次应力不会导致结构破坏”。本标准等同采用了JB4732的定义内容，并列举了一些二次应力的例子“热应力被认为是二次应力，由于热应力是应变控制而非载荷控制的，而且这些应力会随着屈服的发生而减小。在总体结构不连续处弯曲应力，如圆柱形筒体和平封头的连接处，通常被认为是二次应力。但是，当筒体和封头连接处的边缘力矩需要阻止封头的弯曲应力过大，此时连接处的应力被认为是一次应力。矩形横截面筒体筒壁

之间的焊缝处的弯曲应力被认为是一次应力。”。

(4) “一次薄膜应力”，“指实体截面厚度上的平均法向主应力。”

(5) 一次弯曲力是平衡压力或其他机械载荷所需的沿截面厚度线性分布的弯曲应力。法向一次应力的组成部分，它随固体截面的厚度线性变化”。本标准等同采用了 RG 7.6 的定义内容。

(6) “交变应力强度”等同采用了 RG 7.6 的定义内容。

(7) “疲劳”，JB4732 第 4.17 条“在循环加载条件下，发生在结构某处局部的、永久性的损伤递增过程，经足够的应力或应变循环后，损伤累计可使材料产生裂纹，或使裂纹进一步扩展至完全断裂”。本标准等同采用了 JB4732 的定义内容。

(8) “安定性”，“如果几次载荷循环后变形趋于稳定且随后的结构响应是弹性的，棘轮效应终止，结构趋于安定状态。”。本标准结合了 ASME 规范中的定义内容。

(9) “包容边界”，GB11806-2019 中的 3.22 包容系统定义“由设计者确定的用于运输期间包容放射性物品的包装部件的组合物”。本标准通过融合 GB11806 及 The Radioactive Materials Packing Handbook 中的定义，“在运输过程中，用于包容放射性物品的包装部件的组合物，是防止放射性物品漏失或弥散的物理屏障。例如乏燃料运输容器的包容边界一般包括：内筒体、一次密封盖、贯穿件密封盖和连接螺栓等。”对包容边界进行定义。

(10) “临界安全相关部件”定义 NUREG/CR-3854 中的分类，将包容边界以外的结构分为临界安全相关部件及其它安全相关部件。为了对容器的结构分析及其准则提供更细化的依据，临界安全相关部件指的是在运输过程中，对容器临界安全可产生影响的除包容边界以外的部件，例如乏燃料运输容器的临界安全相关部件一般包括吊篮等，以使得本标准中所定义的准则更为细化。

(11) “其它安全相关部件”定义源于 NUREG/CR-3854 中的分类，除包容边界和临界安全相关部件以外，实现运输容器其他安全相关功能的所有部件，例如 γ 和中子屏蔽部件、二次密封结构及其螺栓、减震器及其螺栓、提升装置（提升耳轴）、栓系结构等。

(12) “货包”等同采用了 GB11806-2019 中的定义。

(13) “包装”等同采用了 GB11806-2019 中的定义。

(14) 本标准中的 S_{alt} 代表交变应力强度。

(15) 本标准中的设计应力强度取 $S_u/3$ 和 $2S_y/3$ 中的较小者。

- (16) 本标准中的 S_n 代表应力强度。
- (17) 本标准中的 S_y 材料屈服强度。
- (18) 本标准中的 S_n 代表抗拉强度。
- (19) A_1/A_2 ——放射性核素限值（依据 GB11806 中的规定）。

5.4 载荷组合

本部分内容主要参考美国核管会（NRC）管理导则 RG7.8《放射性物品运输容器结构分析的载荷组合》。但由于 RG7.8 中的载荷内容相比 GB11806 有所欠缺，为了对乏燃料运输容器进行更为全面的评估，本部分内容亦结合了 GB11806 中的相关载荷要求对乏燃料运输容器提出了更为全面的载荷组合。载荷组合的建立满足我国核安全相关法规标准的要求，充分综合考虑容器在运输、装料过程中可能遇到的所有正常及事故条件中的相关载荷，并将上述载荷进行合理的组合分析，从而保证容器在正常及事故条件下的安全，确保不对公众及环境造成危害。

根据对国内外乏燃料运输容器及相关法规标准的分析，将载荷组合分为正常运输条件及运输事故条件两种情况。同时考虑合理的环境及容器初始条件。

5.4.1 初始条件

初始条件是在乏燃料运输容器结构评价过程中，与正常运输条件或运输事故条件载荷进行叠加应用的容器及环境的基本载荷。

(1) 初始温度

在分析容器初始温度时，应认为其处于稳定的状态。由于在美国及其毗邻区域，99.7%的每小时记一次的温度读数都在 -29°C 至 38°C 内，所以在管理导则 RG7.8 中给出了 -29°C 至 38°C 的温度范围作为初始条件。然而根据 GB11806-2019 中 7.8.14 的要求，“应把货包设计成能适用于 -40°C ~ $+38^{\circ}\text{C}$ 的环境温度”，故本标准中的温度范围确定为 -40°C 至 38°C 。同时应考虑太阳曝晒条件结合，对高温及低温进行分析。太阳曝晒应满足表 5.4-1（等同于 GB11806-2019 表 4 “曝晒数据”）中的相关要求。由于耐热试验是为验证容器高温状态的性能，故此工况无需考虑低温的热初始条件。

表 5.4-1 曝晒数据

状态	表面的形状和位置	每天曝晒 12 h 的曝晒量 W / m ²
1	运输的水平平坦朝下表面	0
2	运输的水平平坦朝上表面	800
3	运输的垂直平坦侧表面	200
4	其他朝下（非水平）表面	200 ^a
5	所有其他表面	400 ^a

a 另一种办法是在采用一种吸收系数并忽略邻近物体可能的反射效应时，可使用正弦函数。

(2) 衰变热

此部分同等转化自 RG7.8, 对某一特定型号的容器，应对其内容物的衰变热进行限制规定，故衰变热也被视为容器的初始条件之一。针对环境温度的不同，可分别对衰变热的最大值及最小值组合考虑，以保证容器分析过程中的全面性。

(3) 容器内压

此部分同等转化自 RG7.8, 应对容器所经历的所有正常运输条件和运输中事故条件下容器内压进行分析，并应考虑容器内回充惰性气体压力，燃料包壳破损所释放的气体以及温度影响，从而确定容器的最大及最小内压。用于评价正常运输条件和运输中事故条件下容器内压必须与需要考虑的其他初始条件一致，从而选取合理的组合进行分析。

(4) 装配应力

此部分同等转化自 RG7.6 和 RG7.8 中的内容，评价容器时，应考虑容器装配和安装过程（包括连接、成形、装配和校形等）中产生的应力。若未采取后续措施消除这些应力，则应在确定容器最大应力时考虑这些应力。（装配是指容器主要部件的组装：包括内筒体、 γ 屏蔽层、外筒体等但不包括单个部件的制造。因此，装配应力应包括由过盈配合引起的应力和铅凝固过程造成边界收缩导致的应力，但不包括由板材成形、焊接等引起的残余应力）。装配前应认为无应力状态。

(5) 其它

RG7.8 中特别说明了需要对除了极端条件的中间参数组合需要考虑“本部分是为了

说明将会对结构响应的边界条件产生影响的离散初始条件。给出了运输容器结构评价初始条件的最大值和最小值。然而，如果初始条件并不是极端条件（例如环境温度介于-40℃和38℃之间），则结构分析中还应考虑中间初始条件或其他初始条件组合”。对于高能耗组件运输容器的设计，需要考虑正常能耗、高能耗分别与极端初始条件的叠加。

此部分同等转化自 RG7.8。

5.4.2 正常运输条件下的载荷组合

本部分内容基本等同转化自 RG7.8,但根据 GB11806-2019 中 7.8.6 的规定“C4.4 验证经受正常运输条件能力的试验”，GB11806-2019 的 C4.4 中比 RG7.8 多纳入了堆积和贯穿两个载荷。为了满足 GB11806-2019 的要求，本标准相应增加了堆积和贯穿两个正常运输条件的载荷。应注意的是，正常运输条件下的载荷应分别使用，无需互相组合分析。正常运输条件下的载荷与初始条件的组合情况见标准中表 1 “正常运输和运输中事故工况条件下载荷组合汇总表” 的内容。

(1) 受热

此部分同等转化自 RG7.8，并且满足 GB 11806 要求。应考虑最高温度 38℃以及最大太阳曝晒情况对容器结构进行评价，且不得考虑辅助冷却系统的作用。

(2) 受冷

此部分同等转化自 RG7.8，并且满足 GB 11806 要求。规定运输容器应在-40℃环境温度的静止空气中且无太阳曝晒的条件下进行结构评价。为保守起见，应考虑容器无内部热载荷和最小内压的情况。同时，也应考虑冷却剂结冰的可能性及其后果。

(3) 外压增加

GB11806-2019 对外压增加无相关规定；HAD701-01《放射性物品运输容器设计安全评价（分析）报告的标准格式和内容》第 2.6.4 节外压增加规定“评价外压为 140 kPa（绝对压力）时对货包的影响。评价应包括货包内外及包容系统内外的最大压差，并且评价这种条件与最小内压组合的工况”。RG7.8 的 2.3 中也是对外压增加规定为 140kPa。

故本标准规定运输容器应在外压增加至 140 kPa 的条件下进行结构评价。

(4) 外压减小

RG7.8 中规定为外压最小为 24.5kPa 进行分析，而 GB11806-2019 的 7.3.9 中规定为“在环境压力降至 60 kPa 的情况下，包容系统应仍能保持其放射性内容物不泄漏”，故本标准将最小外压规定为 60kPa。

(5) 振动和疲劳

此部分同等转化自 RG7.8，并且满足 GB 11806 要求。

(6) 堆积

RG7.8 中并未考虑此载荷，但依据 GB11806-2019 中 7.8.6 的规定“C4.4 验证经受正常运输条件能力的试验”，GB11806-2019 的 C4.4.3 为堆积试验，故本标准提出应对堆积载荷进行考虑。

(7) 贯穿

RG7.8 中并未考虑此载荷，但依据 GB11806-2019 中 7.8.6 的规定“C4.4 验证经受正常运输条件能力的试验”，GB11806-2019 的 C4.4.4 为贯穿试验，本标准提出应对贯穿载荷进行考虑。

(8) 自由下落

RG7.8 中假设容器重量大于 13600kg，故所规定的容器跌落高度为 0.3m。考虑到容器重量的不确定性，本标准中所规定的下落高度按照 GB11806-2019 的 C4.4.2 自由下落试验中不同质量对应不同跌落高度的要求执行，见表 5.4-2(同 GB11806-2019 的表 C1)。

表 5.4-2 在正常运输条件下试验货包的自由下落距离

货包质量 kg	自由下落距离 m
货包质量 < 5 000	1.2
5 000 ≤ 货包质量 < 10 000	0.9
10 000 ≤ 货包质量 < 15 000	0.6
货包质量 ≥ 15 000	0.3

5.4.3 运输事故条件下的载荷组合

本部分内容基本等同转化自 RG7.8，但根据 GB11806 的规定，本标准相比 RG7.8 额外增加了水浸没及强化水浸没两个事故载荷。应注意的是，运输事故条件下的载荷除水浸没及强化水浸没外，应依次叠加组合分析。运输事故条件下的载荷与初始条件的组合情况见标准中表 1 “正常运输和运输中事故工况条件下载荷组合汇总表”的内容。

(1) 自由下落试验 I (9m 跌落)

此部分同等转化自 RG7.8，并且满足 GB 11806-2019 的 C4.6.1 “a)自由下落试验 I，试样应自由下落在靶上，以使试样受到最严重的损坏，而从试样的最低点至靶的上表面

高度应是 9 m。该靶应满足 C4.1.2 规定（在附录 C 中自由下落试验用靶规定为平坦的水平平面靶。在该靶受到试样冲击后，其抗位移能力或抗形变能力的增加不会使试样的受损有明显地增加）的要求”的相关内容。

（2）自由下落试验 II（1m 击穿）

此部分同等转化自 RG7.8，并且满足 GB 11806-2019 的 C4.6.1 “b)自由下落试验 II，试样应自由下落在牢固地直立在靶上的一根棒上，以使试样受到最严重的损坏。从试样的预计冲击点至棒的端面高度应是 1m。该棒应由直径为(15.0±0.5) cm、长度为 20 cm 的圆形实心低碳钢制成，如果更长的棒会造成更严重的损坏，应采用一根足够长的棒。棒的顶端应是平坦而又水平的，其边缘呈圆角，圆角半径不大于 6 mm。该靶应满足 C4.1.2 规定（在附录 C 中自由下落试验用靶规定为平坦的水平平面靶。在该靶受到试样冲击后，其抗位移能力或抗形变能力的增加不会使试样的受损有明显地增加）的要求”。

（3）耐热

此部分同等转化自 RG7.8，并且满足 GB 11806-2019 的 C4.6.2 “试样在经受放射性内容物在货包内所产生的最大设计的内释热率和在表 4（见本说明表 5.4-1）中所规定的太阳曝晒条件下，在环境温度为 38℃时仍处于热平衡状态。此外，允许这些参数在试验前和在试验期间具有不同的值，但在随后评定货包响应曲线时予以考虑。然后耐热试验包括：a) 使试样暴露在热环境中 30 min，该热环境提供的热流密度至少相当于在完全静止的环境条件下烃类燃料 / 空气火焰的热流密度，以给出最小平均火焰发射系数为 0.9，平均温度至少为 800℃，试样完全被火焰所吞没，使表面吸收系数为 0.8 或采用货包暴露在所规定的火焰中其实际具有的吸收系数值；b) 使试样经受放射性内容物在货包内所产生的最大设计内释热率和在表 4（见本说明表 5.4-1）中所规定的太阳曝晒条件下，暴露在 38℃环境温度中足够长的时间，以保证试样各部位的温度降至或接近初始稳定状态。此外，允许这些参数在加热停止后具有不同的值，但在随后评定货包响应曲线时予以考虑。在试验期间和试验后，不得人为地冷却试样，并且应允许试样的材料自然燃烧。”

（4）水浸没

RG7.8 中并未考虑此载荷，但依据 GB11806-2019 的 7.8.7 “应将货包设计成在经受了‘C4.6 验证经受运输事故条件能力的试验’规定的自由下落试验 II、耐热试验和

水浸没试验以及在：1) 自由下落试验III (对货包重量不超过 500kg, 依据外部尺寸计算的总体密度不大于 $1000\text{kg}/\text{m}^3$, 放射性内容物的活度大于 $1000A_2$, 且不是特殊形式放射性物品时), 或 2) 自由下落试验 I 规定的试验 (对所有其他的货包)。试验后货包仍符合下述要求：能保持足够的屏蔽能力, 保证在货包内装的放射性内容物达到所设计的最大数量时, 距货包表面 1m 处的辐射水平不会超过 $10\text{mSv}/\text{h}$; 能使一周内放射性内容物的累积漏失对氦-85 限制在不大于 $10A_2$ 和对所有其他的放射性核素不大于 A_2 ; 计算混合物放射性核素 A_2 值时, 对氦-85 取 $10A_2$ 的 $A_2(i)$ 有效值” 中的要求, 本标准提出应对水浸没载荷进行考虑。且水浸没满足 GB11806-2019 的 C4.6.3 “水浸没试验应使试样在水深至少 15m 并会导致最严重损坏的状态下浸没不少于 8h。为了论证的目的, 应认为至少 150kPa 的外部表压即可满足这些条件” 的要求。

(5) 强化水浸没

RG7.8 中并未考虑此载荷, 但依据 GB11806-2019 的 7.8.8 “应把装有放射性活度大于 $10^5 A_2$ 的放射性内容物的货包设计成在经受了附录 C4.7 规定的强化水浸没试验后, 包容系统不会破裂” 的要求, 本标准提出应对强化水浸没载荷进行考虑, 该载荷满足 GB11806-2019 的 C4.7 “含有超过 $10^5 A_2$ 的 B(U)型货包和 B(M)型货包以及 C 型货包的强化水浸没试验, 强化水浸没试验：应使试样在水深至少 200 m 处浸没不少于 1 h。为了论证的目的, 应认为至少 2MPa 的外部表压即可满足这些条件” 的要求。

5.5 设计准则

本部分规定了容器在正常运输条件和运输事故条件下的包容边界、临界安全相关部件及其它安全相关部件的设计准则。乏燃料运输容器的结构评价应满足上述对应准则, 从而确保其结构的安全性能。除应力外, 如果还需要对变形、应变进行限制, 设计者应在技术规格书中提出明确限值。

满足标准或技术条件的材料应使用其对应规定的材料性能、设计应力强度、设计疲劳曲线等。进行结构分析时, 材料性能值应根据相应温度选取。本章中描述的设计准则, 如无特别说明, 均指除螺栓以外的部件。

5.5.1 包容边界结构的设计准则

本部分内容基本等同转化自 RG7.6, 确定了包容边界在正常运输条件及运输事故条件下一次薄膜应力强度、疲劳分析、应力强度等做出了限值要求。

RG7.6 并未针对螺栓材料给出限值, 但由于螺栓材料的特殊性, 本标准依据 ASME

第 III 卷第 1 册-NB 分册中对螺栓在 A 级工况（在本标准中等同于正常运输条件）及 D 级工况（在本标准中等同于运输事故条件）的要求，给出了螺栓在正常及事故工况下的一次膜应力强度及一次膜应力+一次弯曲应力强度的许用准则。其中 A 级工况螺栓一次薄膜应力强度要求见 NB3232.1 “不计应力集中，沿螺栓横截面平均的使用应力的最大值不应超过第 II 卷 D 篇第 1 分篇表 4 给出的应力值的两倍”。A 级工况螺栓一次薄膜应力强度+一次弯曲应力强度要求见 NB3232.2 “最大应力出了受 NB-3232.3(b) 限制以外，在螺栓横截面周边上直接由拉伸加弯曲（不计应力集中）所引起的最大使用应力值不超过第 II 卷 D 篇第 1 分篇表 4 给出的应力值的 3 倍。”其中 D 级工况螺栓要求见 NB3235 “如果设计规格书中规定的任何使用载荷指定为 D 级限制，则附录 F 中包含的规则可用于评定这些载荷，并与所有其他的设计和使用载荷无关。”

RG7.6 并未根据给出应变判定的准则。根据 ASME 第 III 卷第 1 册-NB 分册 NB-3228.4 (b) “在具体部位上，代替满足 NB-3221.2、NB-3222.2、NB-3222.5 和 NB-3227.3 的特定要求，应按塑性为基础计算结构的作用，如果出现安定（不持续变形），则应认为设计是可接受的。但是，对最小规定屈服强度与规定的最小抗拉强度之比小于 0.70 的材料，只要在其上任何一点由塑性分析所考虑的运行循环所造成的最大累积局部应变不超过 5.0%，则无需满足安定性要求。在所有情况下，出现的变形不应超过规定的限制。”作为参考，本标准允许容器在包容边界部分结构采用塑性分析的方法，可按照平均应变不超过 5% 进行结构评定，但容器包容边界密封面不得采用上述方法。

5.5.2 临界安全相关结构的设计准则

RG7.6 并未给出除包容边界外的设计准则，本标准考虑到乏燃料运输容器的一些临界安全相关部件（见术语及符号）的结构，如吊篮等，其他安全相关部件（见术语及符号）的结构如提升装置、减震器（见术语及符号）对容器的安全性也有一定的意义，故本标准也给出了其在结构评价时的设计准则。

针对吊篮结构，本标准采用第 III 卷第 1 册-NG 分册在 A 级工况（在本标准中等同于正常运输条件）及 D 级工况（在本标准中等同于运输事故条件）的要求，给出了吊篮在正常及事故工况下的一次膜应力强度及一次膜应力+一次弯曲应力强度的许用准则。其中吊篮结构一次薄膜应力强度要求见 NG3221.1 “总体一次薄膜应力强度，此应力强度是由设计内压差与其他规定的设计机械载荷所引起的总体一次应力（见 NG-3213.8）沿其截面厚度的平均值推导而得，但不包括所有二次应力合峰值应力。在确定应力强度值

前先对应力分量取平均值。此应力强度的许用值是设计温度下的 S_m 值”。吊篮结构一次薄膜应力强度+一次弯曲应力强度要求见 NF3221.2 “一次薄膜加一次弯曲应力强度是由设计压差及其他规定的设计机械载荷所引起的总体一次薄膜加一次弯曲应力之和在截面厚度上的最大值（不包括所有的二次应力和峰值应力）推导得到的。该应力强度的许用值为 $1.5S_m$ ”。A 级使用限制在 NG-3222 中给出了相应规定，D 级使用限制在 NG-3225 中给出了相应规定。

5.5.3 其它安全相关部件的设计准则

RG7.6 并无此部分内容，本标准根据乏燃料容器的结构特性，特别在包容边界结构及临界安全相关部件外针对起吊功能部件及减震吸能部件提出了评定要求。

针对其它安全相关部件，本标准采用 ASME 第 III 卷第 1 册-NF 分册在 A 级工况（在本标准中等同于正常运输条件）及 D 级工况（在本标准中等同于运输事故条件）的要求，给出了临界安全相关部件在正常及事故工况下的一次膜应力强度及一次膜应力+一次弯曲应力强度的许用准则。其中临界安全相关部件一次薄膜应力强度要求见 NF3221.1(a) “总体一次薄膜应力强度是由规定的设计机械载荷引起的总体一次应力（不包括所有的二次应力）在截面厚度上的平均值推导得到的。在确定应力强度值前，先取应力分量的平均值。该应力强度的许用值是设计温度下的 S_m 值”。临界安全相关部件一次薄膜应力强度+一次弯曲应力强度要求见 NF3221.1(b) “一次薄膜加一次弯曲应力强度是由规定的设计机械载荷引起的总体薄膜应力加一次弯曲应力之和在截面厚度上的最大值（不包括所有的二次应力）推导得到的。该应力强度的许用值为 $1.5S_m$ ”。NF-3221.2 “A 级工况至 D 级工况使用限制，弹性分析中，设计技术规格书说明的任何 A 级至 D 级使用载荷所必须满足的规则和应力限制见 NF-3221.1 和 NF-3223 的规定，并乘上表 NF-3522(b)-1 和表 NF-3622(b)-1 对各种载荷和各类应力的相应的应力强度限制系数”。

针对螺栓，本标准采用 ASME 第 III 卷第 1 册-NF 分册在 A 级工况（在本标准中等同于正常运输条件）及 D 级工况（在本标准中等同于运输事故条件）的要求，给出了螺栓在正常及事故工况下的一次膜应力强度及一次膜应力+一次弯曲应力强度的许用准则。螺栓的应力限制在 NF3225.1 “设计限制 NF-3324.6 给出了设计技术规格书中的任何设计载荷所必须满足的规则和应力限制”及 NF-3225.2 “A 级至 D 级使用限制，设计技术规格书中任何 A 级至 D 级的使用载荷必须满足 NF-3224.6 规定的规则和应力限制，并乘以表 NF-3225.2-1 规定的对特殊使用载荷级别和应力类别的相应应力限制系数。这个乘

积不应超过工作温度下材料的屈服强度极限”中给出了相应的规定。

针对提升装置等涉及吊装功能部件，本标准采用 ANSI N14.6 中 4.2 “设计准则”的相关要求，对于大于 4500kg 的容器中提升装置（如耳轴），设计准则应为在承受 6 倍最大吊装载荷时应不屈服，承受 10 倍最大吊装载荷时应不断裂。对于 4500kg 以下的乏燃料运输容器，可参照执行本标准或参照其他标准执行。

减震器及其连接螺栓等作为减震吸能的安全相关部件，在自由跌落过程中，减震器等通过减震材料的压缩来吸收冲击能量，从而降低了容器本体及吊篮所受到的冲击，减震器的设计应确保其在运输事故条件下与容器本体不分离，同时应保证事故工况下容器重心处的加速度不超过设计者规定的限值。

6. 与国内外同类标准或技术法规的水平对比和分析

本标准制定依据美国核管会（NRC）管理导则 RG7.8 《放射性物品运输容器结构分析的载荷组合》、RG7.6 《乏燃料运输容器包容结构分析设计准则》，并结合我国《放射性物品安全运输规程》（GB 11806-2019）进行适应性修改，其技术内容涵盖范围较所采用的国际标准更为广泛。

7. 实施本标准的管理措施、技术措施、实施方案建议

本标准的制定，是为了填补我国乏燃料运输容器结构分析的载荷组合及评定准则方面标准的空白。本标准可以为乏燃料运输容器的设计方、评审方、制造方以及使用方提供相应的指导依据，为所设计及制造的乏燃料运输容器能更好的满足我国相关法规及标准要求提供技术支持。

乏燃料运输容器结构分析的相关标准，应当征求国家安全局及其主要审评支持单位、核工业行业主管部门、相关业主单位及设计单位的意见。”