

附件3

**《压水堆乏燃料运输容器设计要求  
(征求意见稿)》  
编制说明**

《压水堆乏燃料运输容器设计要求》标准编制组

二〇二二年三月

# 目 录

1. 项目背景.....	3
1.1 任务来源.....	4
1.2 工作过程.....	4
2. 标准制定的必要性分析.....	5
3. 国内外相关标准情况.....	5
4. 标准制定的基本原则和技术路线.....	8
5. 标准主要技术内容.....	9
5.1 范围.....	9
5.2 规范性引用文件.....	9
5.3 术语和符号.....	9
5.4 通用设计要求.....	10
5.5 结构设计要求.....	11
5.6 材料.....	12
5.7 热工设计要求.....	13
5.8 包容设计要求.....	13
5.9 屏蔽设计要求.....	14
5.10 临界设计要求.....	15
6. 与国内外同类标准或技术法规的水平对比和分析.....	16
7. 实施本标准的管理措施、技术措施、实施方案建议.....	16

# 《压水堆乏燃料运输容器设计要求（征求意见稿）》

## 编制说明

### 1. 项目背景

核能作为一种清洁、高效、优质的能源，备受世界各国瞩目。“积极安全有序发展核电”成为我国优化能源结构、保障能源供给安全、实现“双碳”目标、应对气候变化的重要手段。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。能源清洁化低碳化背景下，在民生供暖、北方制淡水、工业供蒸汽等方面，今后较长一段时间，大体量可负担且稳定、可靠的清洁低碳能源极其稀缺，核能是目前最可行的解决方案。当前，我国在建核电机组装机容量已居世界第一，“国和一号”和“华龙一号”三代核电技术取得新突破，核电事业实现了跨越式发展，也正在迎来前所未有的发展机遇。

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。

为了确保我国核电站安全运行，缓解核电站乏燃料贮存压力，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，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，开展针对乏燃料运输容器设计技术研究具有十分重要的意义。

## 1.1 任务来源

2021 年，中华人民共和国生态环境部办公厅以《关于印发核与辐射安全监管 2021 年项目计划的通知》（环办核设函〔2021〕239 号）下达了“压水堆乏燃料运输容器设计要求研究”的相关工作任务。

本草案由中国核电工程有限公司主编并起草。

## 1.2 工作过程

1) 2021 年 5 月，收到生态环境部《关于印发核与辐射安全监管 2021 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) 2021 年 7 月 2 日，国家核安全局辐射源安全监管司和中国核电工程有限公司核工程院核设备所召开项目启动会，对项目研究内容和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。

5) 2021 年 7 月末，课题组根据国家核安全局指导意见形成标准草案及相关编制说明，形成的研究成果如下：

《压水堆乏燃料运输容器设计要求（草案）》

《压水堆乏燃料运输容器设计要求（草案）编制说明》

6) 2021 年 7 月至 9 月末，课题组对国内外乏燃料运输容器的现状进行深入调研，分别对美国、德国、日本、俄罗斯等国家典型容器的设计特点进行了分析研究，形成了《压水堆乏燃料运输容器设计要求调研报告》。

7) 2021 年 10 月末，课题组根据国家核安全局指导意见形成标准草稿及相关编制说明。

8) 2021 年 11 月中旬，课题组组织专家会议对标准草稿结构、内容等进行讨论，与会专家对标准结构及内容等方面给出了宝贵意见，课题组根据专家意见对标准草稿进行了调整和修改。至此，形成的研究成果如下：

《压水堆乏燃料运输容器设计要求调研报告》

《压水堆乏燃料运输容器设计要求（初稿）》

《压水堆乏燃料运输容器设计要求（初稿）编制说明》

9) 2021 年 11 月中旬，国家核安全局辐射源安全监管司组织专家会议对标准初稿内容进行讨论，与会专家对标准内容给出了宝贵意见，课题组根据专家意见对标准初稿

进行了调整和修改。

## 2. 标准制定的必要性分析

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保障。其主要功能是安全可靠地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，以及热工、临界、屏蔽等相关安全要求。

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设计的要求，目前主要以 IAEA 的《放射性物质安全运输条例》（SSR-6）、美国核管理委员会（NRC）等规定的货包设计性能标准和 ASME 第 3 卷相关设计要求为主。NRC 对乏燃料运输容器的设计进行核准，并且对容器的试验、制造以及维修进行监管。为推行法规，NRC 发布了监管指南，其中，RG7.6 为运输容器包容边界结构分析设计准则，RG7.8 为放射性物品运输容器结构分析载荷组合。国内主要以《放射性物品安全运输规程》（GB11806）的相关规定为主。

为了逐步完善我国放射性物品运输及相关领域的法律法规标准规范体系，为 GB11806 和乏燃料运输容器的设计提供有效衔接和技术指导，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《压水堆乏燃料运输容器设计要求》是十分必要的。

## 3. 国内外相关标准情况

目前，国际上各核电大国的乏燃料运输主要由专业化公司提供专门服务。这些专业化公司在核材料运输、核燃料贮存、核燃料循环等方面起步较早，建立了完整的设计、取证、制造、供货、服务流程体系。乏燃料运输容器主要相关标准也在此过程中建立并不断完善。其中，IAEA 将放射性物品运输作为单独的一个安全领域，在征集成员国意见的基础上，制定了一系列针对放射性物品运输管理的安全标准和指导准则，在全球范围内实现放射性物品运输安全标准的统一和协调以及运输安全评价，对各成员国放射性废物处理提供技术指导。放射性物质安全运输条例（SSR-6），是 IAEA 发布的关于放射性物品运输的规程文件。该条例旨在建立一套安全标准，把与放射性物质运输有关的人员、财产和环境受到的辐射危害、临界危害和热危害控制在可接受水平。该安全标准由系列安全导则加以补充，其中包括：原子能机构《安全标准丛书》第 TS-G-1.1（Rev.1）号《国际原子能机构放射性物质安全运输条例咨询资料》、原子能机构《安全标准丛书》

第 TS-G-1.2 (ST-3) 号《与放射性物质有关的运输事故应急响应的计划制定和准备》、原子能机构《安全标准丛书》第 TS-G-1.5 号《放射性物质安全运输的遵章保证》、原子能机构《安全标准丛书》第 TS-G-1.4 号《放射性物质安全运输的管理系统》和原子能机构《安全标准丛书》第 TS-G-1.3 号《放射性物质运输的辐射防护计划》。为满足确定为确保安全以及保护人员、财产和环境免受放射性物质运输过程中产生的辐射影响而必须达到的各项要求，SSR-6 根据放射性内容物的危害提出货包设计用的性能标准。目前，IAEA 的运输安全标准已被几乎所有与放射性物品运输相关的国际组织和 IAEA 成员国采用，成为有关国际组织和各个国家制定放射性物品运输管理法规与安全标准的准则和基础。

美国核管理委员会 (NRC) 管理美国所有的商业反应堆包括核电厂及研究堆。NRC 管理这些反应堆产生的乏燃料，包括持有、运输、贮存以及最终处置。NRC 对乏燃料运输容器的设计进行核准，并且对容器的试验、制造以及维修进行监管。

美国 NRC 对于乏燃料运输容器的管理法规位于《联邦法规 (CFR)》第 10 章“能源”的第一条中。第一条分为第 1 至 199 部分。管理核材料运输的主要部分包括：

- (1) 第 37 部分-D 部分-运输中的实物保护
- (2) 第 71 部分-放射性物质的包装和运输

为推行法规，NRC 发布监管指南，监管指南分为 10 个部分，最适用于放射性物品运输的为第 7 部分。其中，RG7.6 为运输容器包容边界结构分析设计准则，RG7.8 为放射性物品运输容器结构分析载荷组合，RG7.11 为最大壁厚小于 100mm 的铁素体钢运输容器断裂韧性准则，RG7.12 为壁厚大于 100mm 但小于 300mm 的铁素体钢运输容器断裂韧性准则。

国外目前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等）的设计要求主要都遵循了 IAEA 制定的《放射性物品安全运输条例》(SSR-6)、美国联邦法规 10 CFR 71 以及 ASME 第 III 卷第 1 册各分卷对应材料、设计准则、制造、检测要求等。尽管 ASME 主要用于钢制压力容器的设计制造，但其标准中针对材料、载荷准则、设计准则、焊接结构、检测和试验等要求均可运用到乏燃料运输容器的设计过程。

目前，国内关于乏燃料运输依据的标准主要为《放射性物品安全运输规程》(GB11806-2019)，现行的《放射性物品安全运输规程》(GB11806-2019) 等同采用了

IAEA 的《放射性物质安全运输条例》(SSR-6) 2012 版, 其技术内容与所采用的国际标准一致。GB11806 规定了常规运输条件、正常运输条件和运输事故条件下放射性物品运输安全要求, 根据该规程, 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。《乏燃料运输容器技术条件》EJ/T 565-91 规定了装运实验堆乏燃料的铅屏不锈钢运输容器-B 型货包在制造、试验、检验和验收等方面的一般原则和基本要求。国家核安全局针对国内乏燃料运输容器的标准现状, 专门立项研究乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和设计准则、钢制乏燃料运输容器制造通用技术要求和放射性物品运输容器防脆性断裂的安全设计等。目前, 《乏燃料运输结构分析的载荷组合和设计准则》《钢制乏燃料运输容器制造通用技术要求》《放射性物品运输容器防脆性断裂的安全设计指南》都已发布。

ISO 的临界安全标准数量不多, 但也基本涵盖了堆外易裂变核素操作、临界事故报警、行政管理、临界事故假设、燃耗信用制等多个方面的内容。ISO 的临界安全标准也被多个国家等同使用或参考使用。

国内临界安全标准有国标 GB 15146 系列——反应堆外易裂变材料的核临界安全, 已发布 12 个部分, 针对易裂变材料在堆外操作、贮存、运输、加工、处理等方面提供了标准要求, 涵盖了行政管理规定、基本技术规则、次临界限制、核临界安全准则、就地测量、事故探测报警、中子吸收体的应用、慢化控制、燃耗信用制等。

国内针对放射性物品运输标准有 GB11806——放射性物品安全运输规程, 规定了常规运输条件、正常运输条件和运输事故条件下放射性物品运输安全要求, 包含对临界安全的要求与评定方法。GB/T 41024——乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和设计准则, 该标准是与 GB 11806—2019 配套的技术准则, 是基于 GB 11806—2019 规定的结构设计要求, 规定乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和设计准则, 即乏燃料运输容器包容边界、临界安全相关部件以及其他安全相关部件在正常运输条件和运输事故条件下结构分析的载荷组合和设计准则; 该标准适用于乏燃料运输容器的结构分析, 放射性内容物总活度大于  $3000A_1$  (特殊放射性物品)、大于  $3000A_2$  或  $1 \times 10^{15} \text{ Bq}$  的放射性物品运输容器可参照执行。HJ 1202——钢制乏燃料运输容器制造通用技术要求, 该标准规定了钢制乏燃料运输容器材料、成形与组装、焊接与无损检验、试验, 以及容器出厂等制造要求, 适用于钢制乏燃料运输容器的制造。HJ 1201——放射性物品运输容器防脆性断裂的安全设计指南, 该标准规定了放射性物品运输容器的防脆性断裂安全设计评

价方法，是 GB 11806 相配套的标准，标准适用于铁素体钢、奥氏体不锈钢、球墨铸铁等金属材料制造的放射性物品运输容器包容系统的防脆性断裂设计，非包容系统的防脆性断裂设计可参照执行。

综合上述分析，本标准可用于指导压水堆乏燃料运输容器的设计，为《放射性物品安全运输规程》（GB 11806-2019）和设计提供有效的衔接，其制定是基于 GB 11806-2019 对放射性物品运输容器的要求，同时参考了《放射性物质安全运输条例》（SSR-6）、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》、ORNL/M 5003《放射性物品货包指南：设计、操作和维护》和 GB/T 15146 系列《反应堆外易裂变材料的核临界安全》等标准的相关要求。我国 GB 11806-2019 中对容器的相关要求与 IAEA SSR-6 基本保持一致，且目前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。所以基于 GB 11806-2019、SSR-6 的要求，并在 HAD701 相关要求和 ASME 钢制容器设计要求的基础上制定满足我国及国际广泛可接纳的相关标准是可行的。

#### 4. 标准制定的基本原则和技术路线

本标准制定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）、《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，标准制定参考了 IAEA《放射性物质安全运输条例》（SSR-6）、《放射性物品安全运输规程》（GB11806-2019）、《乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和设计准则》、《钢制乏燃料运输容器制造通用技术要求》、《放射性物品运输容器防脆性断裂的安全设计指南》，并充分研究调研国内外乏燃料运输容器设计单位及其主要产品、国内外相关标准，并综合国内实际情况和国际通用做法，制定压水堆乏燃料运输容器设计相关的总则、材料、设计等相关要求。

（3）本标准制定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

本标准规定了压水堆乏燃料运输容器的设计要求，包括运输容器结构、材料、热工、包容、屏蔽、临界安全等要求。

本标准适用于可采用道路、铁路、水路方式运输的压水堆乏燃料运输容器的设计。

### 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。本标准中容器的结构、热工、包容、屏蔽、次临界等设计要求中的部分依据来自GB11806。

(2) GB 15146《反应堆外易裂变材料的核临界安全》，本标准中的一些次临界设计要求的依据来自GB 15146。

(3) GB/T 41024《乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和设计准则》，该标准于2021年11月26日发布，2022年3月1日实施，该标准规定了乏燃料运输容器包容边界、临界安全相关部件以及其他安全相关部件在正常运输条件和运输事故条件下结构分析的载荷组合和设计准则，本标准中运输容器在正常运输条件和运输事故条件下所需考虑的载荷及其组合方式和结构安全设计准则规定可直接参考该标准。

(4) HJ 1201《放射性物品运输容器防脆性断裂的安全设计指南》，该标准于2021年11月13日发布，2021年12月1日实施，该标准规定了放射性物品运输容器的防脆性断裂安全设计评价方法，是GB 11806相配套的标准，标准适用于铁素体钢、奥氏体不锈钢、球墨铸铁等金属材料制造的放射性物品运输容器包容系统的防脆性断裂设计，本标准规定容器设计需考虑的材料断裂韧性问题的可直接参考该标准。

(5) HJ 1202《钢制乏燃料运输容器制造通用技术要求》，该标准于2021年11月13日发布，2021年12月1日实施，该标准规定了钢制乏燃料运输容器材料、成形与组装、焊接与无损检验、试验，以及容器出厂等制造要求，本标准规定，设计需考虑的制造要求可直接参考该标准。

### 5.3 术语和符号

标准制定中的术语和符号说明如下：

(1) “包容系统”，GB11806-2019 中的 3.22 包容边界定义“用于包容放射性物品的包装部件的组合体，是防止放射性物品漏失或弥散的物理屏障”。

(2) “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。

(3) “其他安全相关部件”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 $\gamma$ 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。

#### 5.4 通用设计要求

本部分内容从容器设计过程中需考虑的设计输入、操作和环境要求、功能、老化及试验、维护等方面规定了运输容器设计时应遵守的普遍要求。本部分在编制过程中主要依据了 GB 11806-2019、SSR-6 对规定的容器设计要求，并参考了 ORNL/M 5003 的指导意见，同时结合设计者在实际工作中的经验总结和专家意见形成。本部分规定的：设计应明确运输容器要装载的乏燃料组件类型、数量、物理和化学形态以及所发射射线的特性，应明确为满足设计要求需开展的相关试验或计算以及试验或计算的方法，以及应明确运输容器的操作要求、运输方式和使用环境，主要依据 GB 11806-2019 中 9.2 节设计审批事项中的要求和参考 ORNL/M 5003 第 3 章货包的设计和研发要求提出的。应明确运输容器的功能和操作过程，结构设计应满足功能要求，并尽可能使容器操作简便，减少操作人员可能受到的辐射剂量，避免与现场设施发生干涉，缩短操作时间，避免误操作和应明确运输容器在寿期内需定期进行的维护及试验，主要参考了 ORNL/M 5003 第 3 章货包的设计和研发要求和设计工作经验及专家意见提出的。运输容器的设计和加工应尽量减少外表面凸出部分和防止集水和积水，且易于去污和运输容器的设计应考虑影响寿命的老化机理和老化效应的规定，主要依据 GB 11806-2019 中 7.2.1 节和 7.2.8 节要求。运输容器的设计需要通过试验或分析的方法，或两者相结合的方式验证其安全性和可靠性。当分析方法很难实现或不能准确反映容器或部件性能时，需采取有效的试验进行验证，试验应按相关标准执行的规定主要参

考了 ORNL/M 5003 第 4 章货包试验要求和设计工作经验提出的。本部分提出的设计应明确运输容器在正常运输和运输事故条件下其结构、材料、热工、包容、屏蔽、临界应满足相应设计要求和运输容器的货包类型、运输指数、临界安全指数、运输方式及容器寿命，容器应满足 GB11806 中规定的此类型货包的所有要求主要参考了设计的实际经验和专家意见提出。

## 5.5 结构设计要求

本部分规定了压水堆乏燃料运输容器为满足功能安全，在结构设计时需考虑的要求。运输容器结构应满足 GB 11806-2019 要求的不同载荷条件下的安全要求。

依据 GB 11806-2019 7.2 节对所有货包的要求，运输容器的设计应考虑其质量、体积和形状，并便于固定在运输工具内或运输工具上，以便安全地运输，及规定运输容器应能经受在常规运输条件下可能产生的任何加速度、振动或共振的影响，并且无损于容器上的各种密闭器件的有效性或货包完好性。尤其应把螺母、螺栓和其他紧固器件设计成即使经多次使用后也不会意外地松动或脱落。依据 GB 11806-2019 7.11.1.2 节的要求，运输容器的外部应具有封记部件。该部件应不易损坏，其完好无损即可证明容器未曾打开过。依据 GB 11806-2019 7.11.1.4 节的要求，运输容器的设计应能适用于 $-40^{\circ}\text{C} \sim +38^{\circ}\text{C}$ 的环境温度。此外，根据（SSR-6）《放射性物质安全运输条例》、HAD701/01《放射性物品运输容器设计安全评估报告的标准格式和内容》、和 ORNL/M 5003《放射性物品货包指南：设计、操作和维护》等标准、指南，标准规定：运输容器在正常运输条件和运输事故条件下所需考虑的载荷及其组合方式和结构安全设计准则应按 GB/T 41024《乏燃料运输容器结构分析的载荷组合和设计准则》执行；运输容器的结构应能保证在正常运输条件和运输事故条件下其包容系统完整，屏蔽功能完好，保持次临界；设计应明确运输容器能够经受 GB11806-2019 附录 C 中 C.4 规定的验证经受正常运输条件能力的试验和验证经受运输事故条件能力的试验；运输容器在进行 GB11806-2019 附录 C 中 C.4 规定的破坏性物理试验时，可根据其特点采用全尺寸原型容器或比例模型容器进行。比例模型容器的尺寸不能小于原型容器的 1/4，且比例模型容器的结构能够完全反映原型容器的主要结构特性，在破坏性物理试验中不能验证的性能在比例模型容器中可以忽略，如容器中子屏蔽性能等。设计者应对比例模型容器中各部件比例选取的有效性进行说明。

在包容结构中，规定了容器为满足正常运输和运输事故条件下的包容完整性，设计

在包容结构设计方面需考虑的要求。根据 NL/M 5003 第 8 章的货包容要求，设计应明确运输容器包容边界的范围。根据 GB11806-2019 7.8.11 和 SSR-6 663 的要求，运输容器应设计成在最大正常工作压力下，经受 GB11806-2019 附录 C 中 C4.4 正常运输条件能力的试验和附录 C 中 C4.6 运输事故条件能力的试验后，包容系统的变形不会达到使容器不能满足可适用要求的程度。根据 GB11806-2019 7.3.7 节要求，容器包容边界的紧固方式应可靠，能防止内压增大等原因造成的意外打开或泄漏率超过允许范围。GB11806-2019 7.8.11 和 NL/M 5003 第 8 章的包容要求，运输容器的包容边界不应设置泄压装置、通风装置、过滤器或机械冷却装置，以及由焊接构成的包容结构，需对焊缝连接处进行体积和表面检验，合格后需对包容边界进行强度和密封性检查。根据 GB11806-2019 7.3.7、7.3.11、SSR-6 643、SSR-6 647 并参考 SSG-26 647.1、647.2 标准规定：若包容系统构成了容器的一个独立单元，则其应独立于容器的其他构件，并采用一种牢固的紧固方式进行密封；当辐射屏蔽层作为包容系统的一部分时，设计应考虑防止该屏蔽层因发生意外而脱落。当辐射屏蔽层与包容系统构成一个独立单元时，则该单元应独立于容器的其他构件，并采用一种牢固的紧固方式进行密封。

根据设计经验总结及专家意见，标准规定了临界安全相关部件的结构设计要求：运输容器的设计如需采用中子吸收材料，应选用合适的材料类型，并合理布置，在正常运输条件和运输事故条件下应能保持乏燃料组件和中子吸收材料的相对位置。

根据 GB11806-2019 7.2.3、7.2.4、7.2.6 及 7.3.10 规定了容器其他安全相关部件的结构设计要求，即规定：设计应确保运输容器上的提升装置按预期的方式使用时不会失效，即使在提升装置失效时，也不会削弱容器满足本标准其他要求的能力。设计时还应考虑相应的安全系数，以适应突然起吊情况。运输容器的外表面上可能被误用于提升的附加装置和其他任何部件，应设计成能够承受容器的重量并考虑相应的安全系数，或应将其设计成可拆卸的，或在运输前拆除，如不能拆除，应采取措施使其在运输期间不能被使用。运输期间附加在容器上的但不属于容器组成部分的任何部件均不得降低容器的安全性。除泄压阀以外，所有阀门均应配备密封罩以包封通过阀门的任何泄漏物。

此外，在征求设计经验及专家意见的基础上，标准还规定了为确保容器的设计对燃料棒提供了有效的保护，规定了容器在结构设计时需要考虑的燃料包壳完整性评价要求、容器制造要求及验收试验要求等。

## 5.6 材料

本节规定了材料的通用要求以及结构材料和功能材料的技术要求。

其中，规定结构材料要求包括：材料的化学成分，材料应按相应标准的规定以性能热处理状态交货，力学性能及验收要求，重新热处理，金相检验，表面质量检查以及无损检验等要求。

规定了功能材料的技术要求，包括：中子吸收材料、屏蔽材料、密封材料和减震材料的要求。

## 5.7 热工设计要求

针对压水堆乏燃料运输容器的热工设计，从热工设计准则、热负荷、环境条件（包括环境温度和太阳曝晒）、热物性、模型简化与计算假设、分析工况、正常运输条件下的热评价以及运输事故条件下的热评价这八个方面提出了应遵循的设计要求。结合GB11806-2019的要求，针对压水堆乏燃料运输容器这一设计对象，对相关要求的具体表述进行了适应性修改，修改后的要求与GB11806-2019的要求是一致的。

关于热工设计准则，主要关注燃料包壳温度、结构材料和功能材料的温度、容器可/易接近表面的温度以及容器内腔的最大压力。燃料包壳温度限值参考美国NRC NUREG-1536 Rev.1 Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility，该文件阐述了乏燃料包壳温度限值的制定机理。在国际和国内乏燃料干法贮存系统的取证过程中，使用这些限值已被监管当局所接受。对于压水堆乏燃料运输容器设计，在正常运输条件下和运输事故条件下，分别参考使用NUREG-1536 Rev.1关于正常工况和事故工况的燃料包壳温度限值是接受的。乏燃料包壳温度限值的制定机理详见NUREG-1536 Rev.1以及ISG系列临时细则文件。

结构材料和功能材料的温度限值未直接给出，而是给出了原则性的要求。设计上应从保证结构完整性和实现设计功能这两个方面，为这些材料组成的部件确定温度限值。

容器可/易接近表面的温度以及容器内腔的最大压力遵照GB11806-2019的要求。

环境条件（包括环境温度和太阳曝晒）、分析工况、正常运输条件下和运输事故条件下热评价的相关要求，完全遵照GB11806-2019的要求。

从保证计算分析结果的可靠性以及为证明这种可靠性而需要提供必要信息的角度，对设计采用的热负荷、热物性、模型简化与计算假设也做了原则性的要求。

## 5.8 包容设计要求

本标准对容器包容结构的设计，主要依据GB11806-2019、ORNL/M 5003 等对容器

在正常运输条件和运输事故条件下的包容要求，规定了包容设计的一般设计要求和容器用于空运时的特殊包容要求。

在一般要求中，参考 ORNL/M 5003 第 8 章的包容要求，标准规定设计需明确包容系统及其相关部件，包括包容结构的主要零部件、材料构成、尺寸描述、密封方法、密封操作等。核素不大于  $A_2$ ；计算混合物放射性核素  $A_2$  时，对氙-85 取  $10A_2$  的  $A_2$  (i) 有效值。

在包容边界密封要求中，遵照 GB11806-2019 7.8.6 和 7.8.7 的要求，本部分规定，在正常运输条件下容器放射性内容物的漏失应限制在每小时不大于  $10^{-6}A_2$ ，在运输事故条件下容器应能使一周内放射性内容物的累积漏失对氙-85 限制在不大于  $10A_2$  和对所有其他的放射性不大于  $A_2$ 。参考 ORNL/M 5003 第 8 章的包容要求，标准规定如果容器具有多层包容系统，则在正常运输条件和运输事故条件下，每个包容边界应分别满足泄漏率要求。依据 GB11806-2019 7.8.11 的要求，并参考 ORNL/M 5003 第 8 章中的包容密封要求，标准规定：设计者应根据法规、标准要求以及乏燃料组件特性给出容器在正常运输条件和运输事故条件下的最大允许泄漏率和最大允许泄漏总量，并明确容器泄漏率检测的方法以及如何保证容器达到设计允许的泄漏要求。依据 GB11806-2019 7.3.9 和 7.4.2 的要求，标准规定：在环境压力降至 60 kPa 的情况下，包容系统应仍能保持放射性内容物不泄漏；应把拟空运容器设计成即使处于  $-40^{\circ}\text{C}$  至  $+55^{\circ}\text{C}$  的环境温度下，也不会对包容系统的完好性。

## 5.9 屏蔽设计要求

针对压水堆乏燃料运输容器的屏蔽设计，从一般要求、分析工况、屏蔽设计源项、计算模型、接受准则和安全评价这五个方面提出了应遵循的设计要求。结合 GB11806-2019 的要求，针对压水堆乏燃料运输容器这一设计对象，对相关要求的具体表述进行了适应性修改，修改后的要求与 GB11806-2019 的要求是一致的。

**一般要求：**参考 GB18871-2002 对防护与安全的最优化要求，对工作人员的受照剂量及辐射防护优化提出要求。

**分析工况：**完全遵照 GB11806-2019 要求，屏蔽设计考虑正常运输条件和运输事故条件的辐射安全评定。对乏燃料运输容器屏蔽设计中应分析的工况影响进行说明，包括正常工况和事故工况进行说明。

**屏蔽设计源项：**结合工程设计经验，明确核燃料组件源项分析影响因素及组成部分，

同时对屏蔽设计分析复合场的影响提出要求。

计算模型：对屏蔽设计使用的计算方法进行说明，明确要使用评价过的计算参数进行分析。为了分析结果的包络性，结合设计经验，明确了制造工艺偏差的影响。对运输容器外 1m 处最大辐射水平的要求主要参考了 GB11806-2019 对运输指数计算方法的定义。

接受准则和安全评价：本节内容完全遵照了 GB11806-2019 的规定。运输容器外表面辐射水平限值遵照 GB11806-2019 5.3 的要求。运输工具外辐射水平的限值遵照 GB11806-2019 8.4.2.3 节和 8.4.8.3 节的要求。经受正常运输条件能力的试验后运输容器的辐射水平要求遵照 GB11806-2019 7.8.6 节的要求。经受运输事故条件能力的试验后的辐射水平要求遵照 GB11806-2019 7.8.7 节的要求。

### 5.10 临界设计要求

在标准的编制过程中，充分借鉴国内外乏燃料组件运输相关的临界安全分析法规、标准和技术文件，遵循国标 GB 15146 系列的指导原则，参考相关的能源行业标准的要求，根据标准编制单位在乏燃料运输容器临界安全相关的工程设计和科研开发中积累的经验，并广泛征求业内同行的意见，经过总结提炼编制成标准。

本标准的编制，没有可以作为参照重新起草修改的国标、国外标准。

本标准在结构编排上，遵循 GB/T 1.1-2020 的要求，根据临界安全评价的实践经验 and 逻辑划分，具体内容包括：

设计准则：乏燃料运输容器的临界设计准则主要参考了 GB11806-2019 和 GB15146.8-2008，对乏燃料运输容器临界安全分析和评价的原则进行说明。

分析工况：容器临界设计所要分析的工况主要参考了 GB11806-2019 对工况与意外事件的描述，对乏燃料运输容器核临界安全评价应分析的工况，包括正常工况和事故工况进行说明，并给出了最大反应性时的工况。

计算模型：对使用计算程序分析时的考虑因素进行说明，包括燃料组件建模、容器建模及其他考虑，主要参考了待发布标准《核电厂核临界安全评价方法》6.1、6.2 和 6.3，并结合 HAD701-01-2010 中关于最大反应性的格式要求。

程序验证：关于程序验证，主要参考了待发布标准《核电厂核临界安全评价方法》7.1 和 6.5 节，对程序验证的内容进行说明，包括临界基准实验的选择与建模、偏倚及其不确定度的建立、程序验证记录。

接受准则和安全评价：主要参考了待发布标准《核电厂核临界安全评价方法》第 8 节中的相关规定；临界安全指数的确定参考了 GB11806-2019 7.11.4、7.11.5 和 8.3.2.1 中的相关规定。

## 6. 与国内外同类标准或技术法规的水平对比和分析

本标准的制定是基于 GB 11806-2019 对放射性物品运输容器的要求，同时参考了《放射性物质安全运输条例》(SSR-6)、《放射性物品货包指南：设计、操作和维护》(ORNL/M 5003)、《放射性物品运输容器设计安全评估报告的标准格式和内容》(HAD701/01)的相关要求和 ASME 钢制容器设计要求的基础上制定，为 GB 11806-2019 和设计提供有效衔接。

## 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设计相关要求准则的空白。本标准可以为乏燃料运输容器的设计方、评审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更好地满足我国相关法规及标准要求提供技术支持。