ICS 27.120.20

CCS F65

T/CNS XXXXX—XXXX

|  |
| --- |
|  |

多模块高温气冷堆核动力厂概率安全分析方法

**Probabilistic safety analysis for multi-module high temperature gas-cooled reactor nuclear power plants**

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

XXXX - XX - XX发布

XXXX - XX - XX实施

中国核学会   发布

中国核学会团体标准

T/CNS

目  次

[目  次 I](#_Toc203562751)

[前  言 II](#_Toc203562752)

[1 范围 1](#_Toc203562753)

[2 规范性引用文件 1](#_Toc203562754)

[3 术语和定义 1](#_Toc203562779)

[4 总则 2](#_Toc203562783)

[5 多模块高温气冷堆概率安全分析方法及要求 2](#_Toc203562784)

[6 质量保证措施 6](#_Toc203562785)

[参考文献 6](#_Toc203562786)

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：赵军、童节娟、赵鸿儒、郑艳华、梁金刚、张立国、刘涛、孙凤。

多模块高温气冷堆核动力厂概率安全分析方法

1. 范围

本文件规定了采用模块化设计的多模块高温气冷堆核动力厂的概率安全分析方法和要求，重点关注概率安全分析的各技术要素在分析中对多模块间相关性的评价方法、原则与要求。本文件以已经发布的团体标准《高温气冷堆核动力厂内部事件概率安全分析方法》（T/CNS 136-2024）为基础，重点阐述采用多模块设计的高温气冷堆核动力厂中开展PSA工作时，各关键技术要素对模块间相关性的评价方法和处理要求。

本文件适用于多模块高温气冷堆核动力厂（单台机组含两个及以上的核蒸汽供应模块），事件范围是内部事件概率安全分析，其他采用多模块设计的核动力厂可参考使用。

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。

T/CNS 136-2024 高温气冷堆核动力厂内部事件概率安全分析方法

1. 术语和定义

本部分仅给出多模块高温气冷堆核动力厂概率安全分析（PSA）相关的专用术语及与行业内其他规范性文件存在差异的术语，对于通用性的术语其含义与行业内已有规范性文件一致。下列术语和定义适用于本文件。

3.1

功能题头级最小割集 function event minimum cut-set；FE-MCS

以事件序列分析中包含的功能题头作为基本元素，以导致选定事故后果（如，某放射性释放类）的逻辑为基础，所形成的功能题头组合向量，它是导致选定事故后果的最小功能题头组合。

3.2

多模块始发事件 multi-module initiating event；MIE

对多模块高温气冷堆核动力厂正常运行产生的干扰，且这种干扰会同时对超过一个NSSS模块产生影响，如果任一NSSS模块的控制和安全系统未能成功缓解这个干扰，可能会导致至少一个NSSS模块发生不希望的后果，如放射性释放。

3.3

模块运行状态 module operating state；MOS

以单个高温气冷堆NSSS模块为对象，基于运行技术规格书的运行工况，根据反应堆临界水平、衰变热水平、反应堆冷却剂系统的温度和压力、系统配置等关键参数确定的、具有代表性的运行模式。

3.4

核蒸汽供应系统模块 nuclear steam supply system module；NSSS

一个NSSS包含一个高温气冷反应堆及与其对应的蒸汽发生器，包括必要的辅助设备和系统。

3.5

核动力厂运行状态 plant operating state；POS

是在高温气冷堆核动力厂的层次上定义的，是根据核动力厂对机组规定的运行方式，考虑不同模块运行工况的匹配，由多个NSSS模块的MOS组合而成的电厂运行状态，它可能涉及不同NSSS模块的不同功率水平、运行或停堆状态等。

3.6

单模块始发事件 signle-module initiating event；SIE

对多模块高温气冷堆核动力厂正常运行产生的干扰，且这种干扰仅对一个NSSS模块产生影响，如果该NSSS模块的控制和安全系统未能成功缓解这个干扰，可能会导致该NSSS模块发生不希望的后果，如放射性释放。

1. 总则

4.1 多模块高温气冷堆核动力厂PSA分析总体要求

4.1.1 对于采用模块化设计的多模块高温气冷堆机组（如两个及以上NSSS模块带一台汽轮机或一套供热回路），应从机组（包含两个及以上NSSS模块）的层面评价其风险水平，并恰当的考虑NSSS模块间相关性对风险评价结果的影响，以合理的评价高温气冷堆机组的总体风险。

4.1.2 多模块高温气冷堆核动力厂PSA开发的技术路线，宜以单个NSSS模块的PSA分析为基础，进一步合理的评价不同模块间相关性对PSA的影响，以保证单模块事故特征及模块间的相关性得到正确的体现。

4.1.3 应全面梳理模块间相关性对PSA分析过程所带来的影响，并评估其对分析结果和风险见解的影响程度，在平衡评价精准度和工作投入的前提下，选择精细化或包络性的建模方法。

4.2 多模块高温气冷堆核动力厂的风险设计指标

4.2.1 多模块高温气冷堆核动力厂的风险设计指标，应仍以单个NSSS模块为基础进行确定，以有助于高温气冷堆模块化设计方案的固化，避免由于机组中NSSS模块数量的变化而影响单个NSSS模块的风险设计指标，进而导致设计方案的变更。

4.4.2 多模块高温气冷堆核动力厂PSA应定量化机组的总体风险，并采用正确的逻辑将其映射到单个NSSS模块上，以评价机组设计对模块风险设计指标的符合性；同时用于支持论证机组总体风险水平不高于同等规模的其他类型的核动力厂。

1. 多模块高温气冷堆概率安全分析方法及要求

5.1 总体要求

5.1.1 多模块高温气冷堆核动力厂PSA中的各技术要素仍然按照T/CNS 136-2024中的方法开展分析，但需要针对各技术要素的特点，重点关注和分析模块间相关性带来的影响，并选择恰当的方法对这种影响进行合理的模化和定量化评价。

5.1.2 多模块高温气冷堆核动力厂PSA中需要考虑模块间相关性的技术要素主要包括：运行状态分析、始发事件分析、事件序列分析、系统分析、人员可靠性分析、源项分析及放射性后果分析、模型的整合与定量化等，其他诸如数据分析等技术要素不存在模块间相关性问题。

5.2 运行状态分析

5.2.1 宜首先定义单个NSSS模块的模块运行状态（MOS），MOS的定义应以技术规格书规定的模块运行工况为基础。应考虑高温气冷反应堆模块的临界水平、衰变热水平、反应堆冷却剂温度和压力参数以及系统配置状态，确定有限数量的模块运行状态，兼顾合理性、保守性和现实可操作性。

5.2.2 宜以单个NSSS模块的MOS为基础，根据核动力厂规定的机组运行工况，将不同NSSS模块的状态要求耦合形成多模块高温气冷堆的核动力厂运行状态（POS）。

5.2.3 MOS的组合数量会随着机组中NSSS模块数量的增加而显著增加，在将MOS耦合形成POS的过程中，宜恰当的采用包络性的方法，合理的平衡建模精度和现实可操作性，必要时可迭代调整MOS的划分与POS的耦合结果。

5.2.4 应在正确定义每个MOS持续时间的基础上，根据不同机组运行工况下NSSS模块的MOS耦合，恰当的确定每个POS的持续时间。

5.2.5 POS持续时间的确定可参考以下两种方案：

a）方案1，采用POS中包含的NSSS模块的所有MOS的最小持续时间作为该POS的持续时间，此方案得到的POS持续时间从对最终定量结果的角度来说是偏于保守的，因为该POS中会有更多的剩余时间分配到其他POS中，使得所有POS的时间总和超过一个日历年。

b）方案2，精细化处理每个POS的持续时间，此方案需要根据POS中每个NSSS模块的MOS时间及剩余时间详细确定POS的持续时间。此方案可以较为精确的得到各POS的持续时间，可以保证所有POS时间的总和与一个日历年相一致，但此方案计算繁杂，宜采用计算机程序来完成。

5.3 始发事件分析

5.3.1 应根据始发事件影响的范围，将多模块高温气冷堆核动力厂的始发事件划分为单模块始发事件（SIE）、多模块始发事件（MIE），MIE又可以进一步分为影响部分模块、全部模块两种情况。

5.3.2 在SIE和MIE始发事件的识别中，应采用系统化的方法来保证分析结果的完整性和正确性，按照T/CNS 136-2024中高温气冷堆始发事件识别所采用的方法，针对模块间相关性应重点考虑以下方面：

a）采用工程分析方法（如故障模式及影响分析）进行始发事件识别时，应针对相关系统做更一步的细化分析，以确定同一系统中不同设备或部件故障可能影响的NSSS模块及数量是否一致。例如主给水系统中，单个NSSS模块的主给水隔离阀误关识别为单模块始发事件，而主给水泵故障或主给水母管的破裂则应识别为多模块始发事件。

b）对于参考类似堆型已有清单、运行经验反馈等方法得到的始发事件，需要分析其基础来源和根本原因，以评价此类事件属于单模块始发事件还是多模块始发事件。

5.3.3 始发事件的归组仍然遵守T/CNS 136-2024中的原则，需要步考虑的因素包括但不限于：

a）始发事件发生后事故进程的相似性和包络性；

b）缓解系统的成功准则；

c）始发事件对安全系统和支持系统的可用性和运行状态的影响；

d）预期的操纵员响应；

e）放射性释放的特征。

5.3.4 始发事件的归组中，应在5.3.3节各因素的分析中细化评价受影响的NSSS模块的数量。

5.3.5 对于多模块高温气冷堆核动力厂始发事件发生频率的估计，在T/CNS 136-2024中高温气冷堆始发事件发生频率估计方法的基础上，还应进一步考虑：

a）若某类始发事件仅影响单个NSSS模块，如主氦风机故障导致丧失一回路冷却剂流量丧失，则其发生频率的估计方法与SIE一致；

b）若某类始发事件既包含影响单个NSSS模块的子始发事件，又包含影响多个NSSS模块的子始发事件，如一般瞬态包括单模块一般瞬态和多模块一般瞬态，则相应始发事件的生频率应进行拆分估计。若采用通用数据源，则应详细分析通用数据源的数据基础及包含的范围，将其进行合理的拆分；必要时可以采用故障树方法进行分别评价，或基于专家判断将通用数据按照权重在单模块始发事件和多模块始发事件之间进行分配。

5.4 事件序列分析

5.4.1 对于SIE，其事件序列的建模仍然按照T/CNS 136-2024中的方法，即从始发事件开始，按逻辑规律模化事故缓解措施和安全相关系统的成功或失败，以释放类作为各事件序列的终态。

5.4.2 对于MIE，由于其同时影响多个NSSS模块，直接采用多个NSSS模块事件序列组合的方法会造成多模块事件序列指数爆炸的问题。本标准推荐采用“功能题头级最小割集（FE-MCS）”的方法来进行多模块事件序列的建模。

5.4.2.1 以已有SIE事件树的事件序列为操作单元，对各事件序列包含的事件树功能题头进行多模块的遍历组合，演化出所有可能的多模块耦合事件序列，此事件序列实际上是由相关功能题头组成的对应特定事故后果的向量。

5.4.2.2 MIE事件序列分析中，应恰当考虑不同事件序列后果的叠加，并根据需要论证的目标进行包络释放类的定义（如以风险设计指标中的个人有效剂量限值为界线进行划分）。

5.4.2.3 以选定的包络释放类（如非居住区边界个人有效剂量超过规定限制，高温气冷堆通常采用RC50来代表）为分析对象，根据5.4.2.2节的分析提炼出该包络释放类的所有功能题头向量，并进行布尔代数吸收，形成导致该包络释放类的FE-MCS。

5.4.2.4 为支持PSA模型的整体定量化，应对多模块始发事件的事故进程采用事件树方法进行建模。该事件树仅包括始发事件和一个功能题头事件，即：

a）始发事件题头：MIE（如双模块可隔离大破口）。此事件的输入为MIE对应的基本事件或始发事件故障树；

b）功能题头事件：导致所选定的包络释放类（如导致RC50释放类）。该事件的输入为故障树，故障树的顶门为“或”，其输入为5.4.2.3中识别出的所有FE-MCS，而每个FE-MCS则是一个“与”门，其输入为对应的功能题头事件；

c）该事件树包括两条序列。序列1为选定的包络释放类不会发生，终态为“OK”，序列2为导致选定的包络释放类，终态为选定的包络释放类（如RC50）。

5.4.3 在采用5.4.2所述方法进行MIE的事件序列建模过程中，应恰当的考虑缓解措施（功能题头）的相关性。这种相关性典型的体现在以下两个方面：

a）某功能题头对应的缓解措施为多个NSSS模块共用，且其能力可以满足受影响的全部NSSS模块同时使用，则在FE-MCS的确定中不需要额外处理，其相关性可以通过底层的系统故障树在分析软件中自动处理；

b）某功能题头对应的缓解措施为多个NSSS模块共用，但其能力不能满足受影响的全部NSSS模块同时使用，即其能力存在最大共用数的限制，则在FE-MCS的确定中，应设置必要的规则进行模块间的互斥处理，例如某功能被1号NSSS模块调用时，2号NSSS模块是不用的。

5.5 系统分析

5.5.1 应对事件序列分析中涉及的所有缓解措施，根据对应系统的详细设计，识别多个NSSS模块共用的系统或设备，并明确这些系统在模块间的共用逻辑，例如可同时使用、仅轮流使用等，以支持多模块事件序列分析的组合建模。

5.5.2 应采用故障树方法对缓解措施涉及的所有系统进行建模，对于各NSSS模块专用的系统，分模块单独建模；对多NSSS模块共用的系统从系统层次建模，并在故障树中细化相关系统与不同NSSS模块单独连接的设备或部件的建模。

5.5.3 宜采用恰当的方法评估模块间功能相同的设备发生共因失效的可能性，若有必要对特定设备考虑模块间的共因失效，则宜在故障树模型中采用合理的方法进行模化，并选择恰当的共因失效参数。

5.6 人员可靠性分析

5.6.1 对人误事件的识别及单个人误事件概率的定量化，仍然按照T/CNS 136-2024中的方法开展。

5.6.2 应对模块间的人误事件相关性进行合理的模化和评价，宜恰当的考虑以下两种情况：

a）模块间不存在人力争夺的情况，宜采用传统的割集后处理法对人误事件的相关性进行建模和评价；

b）模块间存在人力争夺的情况，对不同模块的同类人误事件，宜在模型中合理体现它们之间的互斥关系。

5.6.3 由于高温气冷堆事故进程缓慢，人员操作可用时间窗口较长，因此通常情况下人误事件的相关性会比较低。

5.7 源项分析及放射性后果分析

5.7.1 MIE事件序列的放射性释放类由不同NSSS模块的放射性释放类组合得到，对这些释放类的源项及放射性后果的评价，宜恰当的考虑不同NSSS模块事故进程不同而导致的放射性来源、释放时间、释放时长等的差异。

5.7.2 MIE事件序列源项分析中应区分单模块专有源项和多模块共有源项（如双模块共用的氦净化系统部分管道中的放射性粉尘在双模块一回路破口情况下会一次性放出），对于多模块共有源项不宜重复计算。

5.7.3 在不影响风险见解和导致陡边效应的前提下，可以适当保守的采用线性叠加的方式来包络评价多模块事件序列的源项和放射性后果。

5.8 模型整合与定量化

5.8.1 多模块高温气冷堆核动力厂PSA模型的整合与定量化仍然按照T/CNS 136-2024中的方法开展，但在模型整合中应保证模块间相关性得到了正确的模化和传递；

5.8.2 定量化结果的呈现应符合T/CNS 136-2024中的相关要求，并应明确单模块始发事件和多模块始发事件的风险贡献。

1. 质量保证措施

6.1 多模块高温气冷堆PSA开发的基础方法和质量保证措施应遵守T/CNS 136-2024中的相关要求。

6.2 应对模块间相关性分析的过程做好文档记录，保证分析结果的可追溯性。

参考文献

1. HAD102/20—2021 核动力厂一级概率安全分析
2. HAD102/23—2022 核动力厂二级概率安全分析
3. NB/T 20037.1—2017RK 应用于核电厂的一级概率安全评价 第1部分：总体要求
4. NB/T 20037.11—2018RK 应用于核电厂的一级概率安全评价 第11部分：功率运行内部事件
5. NB/T 20037.2—2012 应用于核电厂的一级概率安全评价 第2部分：低功率和停堆工况内部事件一级PSA
6. NB/T 20445.1—2017 应用于核电厂的二级概率安全评价 第1部分：总体要求
7. NB/T 20445.2—2017 应用于核电厂的二级概率安全评价 第2部分：功率运行内部事件
8. NB/T 20445.3—2021 应用于核电厂的二级概率安全评价 第3部分：低功率和停堆工况内部事件