ICS 27.120.20

CCS F 65

T/CNS XXXXX—XXXX

|  |
| --- |
|  |

高温气冷堆核动力厂内部火灾概率安全分析方法

Probabilistic safety analysis for high temperature gas-cooled reactor nuclear power plant (internal fire)

|  |
| --- |
| （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

中国核学会团体标准

中国核学会   发布

T/CNS

目  次

[前言 II](#_Toc203821301)

[1 范围 1](#_Toc203821302)

[2 规范性引用文件 1](#_Toc203821303)

[3 术语和定义 1](#_Toc203821304)

[4 高温气冷堆核动力厂内部火灾PSA技术要素分析方法及要求 2](#_Toc203821305)

[附录A 11](#_Toc203821306)

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。

本文件由中国核学会提出并归口。

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：赵鸿儒、赵军、童节娟、刘远、彭鹏程、孙凤、何小宁、杜志豪。

本文件为首次发布。

高温气冷堆核动力厂内部火灾概率安全分析方法

1. 范围

本文件规定了高温气冷堆核动力厂功率运行工况内部火灾概率安全分析（内部火灾PSA）的方法体系与要求。

本文件适用于高温气冷堆核动力厂功率运行工况内部火灾PSA，考虑低功率和停堆工况特性并进行适当修正，也可适用于低功率和停堆工况内部火灾PSA。其他类似堆型可参考使用。

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。

|  |  |
| --- | --- |
| HAD102/20-2021 | 核动力厂一级概率安全分析 |
| NB/T 20037.1 | 应用于核电厂的一级概率安全评价 第1部分：总体要求 |
| NB/T 20037.4 | 应用于核电厂的一级概率安全评价 第4部分：功率运行内部火灾 |
| NB/T 20487-2018 | 核电厂内部火灾概率安全评价开发方法 |

1. 术语和定义

本部分仅给出高温气冷堆核动力厂内部火灾PSA专用术语及与行业内其他规范性文件存在差异的术语，通用性的术语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

单模块始发事件 single-module initiating event

火灾对单个反应堆模块正常稳态运行产生干扰，导致单个反应堆模块发生始发事件。

3.2

多模块始发事件 multi-module initiating event

火灾同时对多个反应堆模块正常稳态运行产生干扰，导致多个反应堆模块发生始发事件。

3.3

风险指标 risk metric

用于衡量高温气冷堆核动力厂风险水平的指标，由发生可能性和所导致后果两部分组成，具体表达形式可因实际待分析对象的情况不同而变化。

3.4

释放类 release category

高温气冷堆核动力厂的事件树分析中各事件序列的终态，用于表征相似事件进程下释放源项的放射性释放情景。释放类的划分依据主要考虑事故类型、源项特征和释放方式的差异等因素。不同释放类可能会导致不同的场外放射性后果。

1. 高温气冷堆核动力厂内部火灾PSA技术要素分析方法及要求

4.1 技术要素组成

4.1.1 高温气冷堆核动力厂内部火灾PSA所包含的技术要素包括14项：

a） 核动力厂分析边界定义和火灾隔间划分；

b） 内部火灾PSA设备选择；

c） 内部火灾PSA电缆选择；

d） 定性筛选；

e） 内部火灾PSA核动力厂响应模型；

f） 点火频率分析；

g） 定量筛选（可选项）；

h） 电路失效模式及可能性分析；

i） 详细的火灾情景分析；

j） 火灾后人员可靠性分析；

k） 火灾风险定量化；

l） 内部火灾PSA归档。

两项支持性任务包括：

a） 现场巡访；

b） 火灾PSA数据库。

4.1.2 分析的总体流程如图1所示。需要说明的是内部火灾PSA开发是一个迭代过程，图1所表明的只是一般性的过程，并不表示这些任务之间的绝对先后关系及先决条件，也不表示所有内部火灾PSA应完全按以下过程进行。



图1 高温气冷堆核动力厂内部火灾PSA流程

4.2 任务1：核动力厂分析边界定义和火灾隔间划分

4.2.1 核动力厂分析边界定义目标是确定高温气冷堆核动力厂内部火灾PSA的总体分析边界，将所有与内部火灾PSA有关的场所都涵盖在内。核动力厂分析边界应包括所有核动力厂正常运行、应急和支持相关系统所在的区域。高温气冷堆核动力厂的总体分析边界应以机组为分析对象，包含所有反应堆模块。

4.2.2 火灾隔间划分目标是将核动力厂划分为一系列的实体分析单元，分析火灾隔间内火灾对核动力厂安全稳定运行的影响。火灾隔间划分可参考核动力厂防火大纲或设计资料中定义的防火区，同时应遵循以下原则：

a） 明确满足火灾隔间的划分特性包括：

——所有最小耐火极限为1小时的火灾屏障可作为划分依据。这里假设防火屏障的所有元素（如门，贯穿件密封等）均满足该最小等级要求；

——某些隔离物没有明确的划分为防火屏障，但是若足以满足定义的1小时火灾耐受等级工况的，也可以作为划分依据；

b） 单个防火区通常可以作为一个火灾隔间，适当调整可将其划分为多个火灾隔间。在极个别情况下，亦可将多个防火区合并为一个火灾隔间，特别是在合并后的火灾隔间的火灾风险很低，可以筛除的情况下；

c） 定义的火灾隔间要涵盖核动力厂分析边界的所有区域；

d） 两个火灾隔间之间不应有共用空间，即核动力厂分析边界内的每个区域能且仅能对应一个火灾隔间。

4.3 任务2：内部火灾PSA设备选择

4.3.1 内部火灾PSA设备选择的目标是选择内部火灾PSA模型中关联的设备，并提供内部火灾PSA电缆选择和定位的基础来源。内部火灾PSA设备应包括如下主要类别：

a）其由火灾引起的失效（包括误动作）会促使或引发内部火灾PSA始发事件的设备；

b）内部火灾PSA中考虑的安全功能的设备及其支持系统的设备，也包括内部事件PSA模型中恢复动作所隐含的设备，其失效（包括误动作）会对内部火灾PSA中考虑的安全功能有不利影响；

c）内部火灾PSA中考虑的操纵员动作所需的设备，其失效（包括误动作）会引起操纵员在火灾缓解过程中采用不恰当的或不安全的动作（或阻止了恰当的或安全的动作）。

4.3.2 典型的高温气冷堆核动力厂内部火灾PSA设备清单应包括以下信息：

a）设备编码；

b）设备描述；

c）系统名称；

d）设备类型；

e）位置（至少应确定所在的火灾隔间，确定其具体位置将为火灾模拟提供输入）；

f）正常状态；

g）需求状态；

h）失电状态；

i）失气状态；

j）失效模式及影响。

4.3.3 内部火灾PSA设备选择需要不断迭代和完善。内部火灾PSA设备清单是建立内部火灾PSA模型的基础，也将添加到内部火灾PSA数据库中。

4.4 任务3：内部火灾PSA电缆选择

4.4.1 内部火灾PSA电缆选择应以内部火灾PSA设备选择（任务2）确定的内部火灾PSA设备清单为基础，选取火灾PSA设备相关的电缆，并明确每一根电缆的关联设备、敷设路径与位置信息，建立“电缆-关联设备-敷设路径与位置信息”的对应关系。

4.4.2 高温气冷堆核动力厂内部火灾PSA电缆选取方法如下：

a）以内部火灾PSA设备清单为电缆选取的出发点，通过电气原理图、接线图、单线图等电气仪控资料，确定可能对设备产生影响的电缆；

b）确定电缆敷设路径和位置信息。

4.4.3 典型的高温气冷堆核动力厂内部火灾PSA电缆清单应包含以下信息：

a） 电缆编码；

b） 关联的内部火灾PSA设备编码；

c） 电缆敷设路径和位置信息：包含电缆的起点、终点位置与敷设经过的电缆桥架、房间与火灾隔间信息。

4.5 任务4：定性筛选

4.5.1 内部火灾PSA火灾隔间定性筛选的目标是确定火灾风险可忽略的火灾隔间，无需进行后续的定量分析。

4.5.2 内部火灾PSA火灾隔间定性筛选的准则如下：

若某火灾隔间同时满足以下筛选条件，则定性筛除该火灾隔间：

a）火灾隔间内不包含任何任务2和任务3确认的内部火灾PSA设备及电缆；

b）火灾隔间内发生火灾不会导致紧急停堆，也不会因违反运行技术规格书而导致后撤停堆。

4.5.3 当分析人员后续迭代修改或调整任务2和任务3确认的内部火灾PSA设备及电缆清单时，需重新对本任务筛除的火灾隔间进行核查。本任务筛除的火灾隔间应在执行详细的火灾情景分析（任务10）时重新核查，以确认其发生火灾是否会影响到相邻火灾隔间内的重要设备（多隔间火灾情景）。

4.6 任务5：内部火灾PSA核动力厂响应模型

4.6.1 内部火灾PSA模型应在内部事件一级PSA模型的基础上进行修改，建立的内部火灾PSA模型应包含下列技术要素：

a）始发事件分析；

b）事件序列分析；

c）系统分析；

d）人员可靠性分析；

e）数据分析。

4.6.2 由于火灾事件的特殊性，在各技术要素分析中，需要根据火灾特点进行特定分析或对内部事件PSA模型进行修改，建立内部火灾PSA模型。

4.6.3 高温气冷堆核动力厂采用模块化设计，建立火灾PSA模型时应区分单模块始发事件和多模块始发事件、单模块缓解系统受影响和多模块缓解系统受影响。

4.6.4 始发事件分析：内部火灾PSA的始发事件分析需要基于受火灾影响的设备和电缆来分析。在初步的火灾PSA模型中，始发事件的分析应以火灾隔间为单位进行，假定隔间中的火灾PSA设备和电缆在发生火灾后全部损坏，分析设备和电缆损坏后对核动力厂的影响，确定火灾隔间发生火灾后导致的始发事件。分析每个火灾隔间的始发事件时，应有以下基本假设：

a）分析不考虑多个地点同时起火，也不考虑在发生火灾时叠加其他独立的始发事件，即不考虑始发事件叠加；

b）因火灾导致达到核动力厂运行技术书规定的条件，考虑到火灾导致的设备损坏可能不易修复，对于后撤时间小于或等于24小时的情况，归类为一般瞬态；

c）某个火灾隔间内发生火灾不会导致始发事件，那么不在后续的PSA建模中进一步分析；

d）分析过程中考虑多个设备叠加失效的影响，并区分火灾对不同反应堆模块的不同影响。

4.6.5 事件序列分析：事件序列建模采用前置事件树的方法与已有的内部事件PSA事件树进行连接。针对每个需要分析的火灾隔间定义以火灾隔间命名的前置事件树，根据该火灾隔间可能导致的始发事件与内部事件PSA相关事件树进行关联，应根据具体的火灾情景，选择或修改事件序列。例如，可采用边界条件的方法对同一火灾场景下可能受影响的缓解系统或设备进行处理。

4.6.6 系统分析：系统分析可沿用内部事件PSA已经建立的相关系统故障树模型，并通过边界条件的方法与事件序列建模进行匹配，以恰当的考虑火灾对缓解系统的影响。

4.6.7 人员可靠性分析：内部事件PSA中，始发事件前的人因事件是独立于始发事件的，与始发事件种类无关，可以直接用于火灾PSA中。火灾PSA中只分析火灾后的人因事件。火灾的发生会对人员动作的执行产生多种不利影响。火灾可能会造成设备误动作、仪表误显示，导致操纵员无法正确判断核动力厂的状态；操纵员在火灾下的压力可能会增加，与消防队配合也可能会影响操纵员的动作；产生的浓烟及其它有害气体会造成某些区域人员无法进入，不能执行相关动作等。因此，火灾可能会新增人误事件以及导致某些原有人误事件失效概率的变化。

4.6.8 数据分析：数据分析的主要目的是提供系统故障树定量分析以及事件序列定量分析所需要的基本事件数据。火灾PSA模型建立于内部事件模型基础上，沿用内部事件中的数据分析结果。火灾PSA中的特定数据包括点火频率数据、火灾导致设备失效数据及火灾后人员可靠性数据。在建模的初期阶段，可以将模型中的设备失效基本事件、人员失误基本事件临时赋值为1.0或“TRUE”。

4.7 任务6：点火频率分析

4.7.1 内部火灾PSA点火频率分析应遵循图2所示流程。



图2 点火频率分析流程

4.7.2 应结合高温气冷堆核动力厂的实际情况，将核动力厂现有厂房区域对应到通用区域。核动力厂通用区域描述源自核动力厂内建筑物命名习惯，将核动力厂现有区域与通用区域对应的主要准则是核动力厂区域中的设备功能和位置相同或相似。高温气冷堆核动力厂的通用区域分为固定点火源区域和临时点火源区域。固定点火源是指在核动力厂设计中就已经存在的位置固定、燃烧参数已知的点火源，如电气柜、电机等。临时点火源是由于临时性贮存或人员活动引入的位置和燃烧参数均无法确定的点火源。固定点火源和临时点火源对应的核动力厂通用区域划分依据见表1和表2。

表1 高温气冷堆核动力厂固定点火源通用区域

| 核动力厂区域 | 描述/说明 |
| --- | --- |
| 蓄电池室 | 电站蓄电池所在区域。不包括其它永久性的或临时性的蓄电池。 |
| 反应堆厂房 | 设有反应堆堆芯和其余主回路系统的区域。 |
| 控制室 | 主控室、备用停堆点以及与主控室功能相关的其它房间 |
| 辅助厂房 | 电气厂房、核辅助厂房的大多数区域，以及反应堆厂房的部分区域。不包含蓄电池室、控制室与一回路主系统所在的区域。 |
| 柴油发电机厂房 | 应急柴油发电机所在的核动力厂区域。 |
| 核动力厂范围设备 | 除其它7类固定点火源通用区域以外，核动力厂围栏内的所有区域。 |
| 变压器站 | 核动力厂、主、辅助变压器均位于此区域。此区域也指开关站。 |
| 汽轮机厂房 | 常规岛主厂房。 |

表2 高温气冷堆核动力厂临时点火源通用区域

| 核动力厂区域 | 描述/说明 |
| --- | --- |
| 反应堆厂房 | 设有反应堆堆芯和其余主回路系统的厂房 |
| 辅助厂房 | 电气厂房、核辅助厂房的全部区域，以及反应堆厂房的部分区域。不包含一回路主系统所在的区域 |
| 核动力厂范围设备 | 除其它3类临时点火源通用区域外，核动力厂围栏内所有区域 |
| 汽轮机厂房 | 常规岛主厂房 |

4.7.3 高温气冷堆核动力厂的通用点火频率数据可参考附录A。

4.7.4 火灾隔间的点火频率为火灾隔间内所有点火源的点火频率之和。每一类点火源的点火频率应参考式（1），火灾隔间J内点火频率参考式（2）。

（1）

（2）

式中：

*λIS，J*——火灾隔间J中特定类点火源IS的点火频率；

*λJ,L*——核动力厂区域L所包含的火灾隔间中特定类点火源IS的点火频率之和；

*λIS*——是特定类的点火源IS的核动力厂通用点火频率数据；

*WL*——点火源的位置权重因子，对于高温气冷堆核动力厂取1；

*WIS,J,L*——点火源权重因子，这个因子反映了在核动力厂区域L的火灾隔间J的IS类点火源的数量权重。

4.8 任务7：定量筛选（可选项）

4.8.1 定量筛选的主要目的是对任务5建立的内部火灾PSA模型进行定量化，以对火灾隔间进行定量筛选，确定重要的火灾隔间，从而控制需要进行详细火灾模化或详细电路分析的范围。高温气冷堆核动力厂内部火灾PSA过程中可根据实际进行详细火灾模化的隔间数量，确定是否执行此筛选任务。任务所筛除的火灾隔间仍在内部火灾PSA模型中，只是详细分析程度有限。

4.8.2 高温气冷堆核动力厂火灾隔间定量筛选准则为：将已筛除火灾隔间的累积风险控制在相同工况内部事件风险的10%以下。

4.8.3 定量筛选应结合点火频率分析（任务6）、内部火灾PSA核动力厂响应模型（任务5）和火灾后人员可靠性分析（任务10）的分析结果，参照4.8.2的筛选准则进行火灾隔间定量筛选。

4.9 任务8：电路失效模式及可能性分析

4.9.1 电路失效分析包括电路失效模式分析和电路失效模式可能性分析两项子任务。电路失效分析目标为详细分析电路运行和功能，以确定设备对电缆失效模式的响应，本子任务可进一步优化内部火灾PSA电缆选取，筛除不会影响设备完成预期功能的电缆。电路失效模式可能性分析目标是提供电缆某种或多种特定失效模式（如接地短路、电缆间导体热短路、电缆内导体热短路）发生概率的估计方法，从而获取相应设备失效模式发生的可能性。

4.9.2 电路失效模式分析应是电缆失效模式及其相应的电路响应的分析。火灾导致的电缆和电路失效包括：接地短路、热短路，而对电路和设备的影响包括误动作、丧失动力、丧失控制、误指示等。对于待分析的电缆和电路，可参考NB/T 20487-2018中的方法进行详细电路失效分析。

4.9.3 电路失效模式可能性分析应使用查表法对电路失效概率赋值。查表法适用的电缆范围为：

a）接地系统的电路（包括具有接地失效断开能力的阻抗接地系统）；

b）电缆是典型设备（如电动阀、气动阀、泵）控制电路的一部分；

c）电缆只对应特定的单一设备；

d）电缆的特征明确，且可与失效模式概率评估表对应；

e）热短路失效模式的典型后果是设备误动作。

4.9.4 高温气冷堆核动力厂内部火灾PSA电路失效模式及可能性分析方法原则上与其他堆型的通用标准是一致的，可以充分借鉴业界的良好实践。

4.10 任务9：详细的火灾情景分析

4.10.1 详细的火灾情景分析目标是对潜在的风险重要的火灾隔间（即未被筛除的火灾隔间）进行详细分析，包括火灾发展（火势增长和蔓延）、目标物损坏、火灾探测和灭火等分析。进行详细分析的火灾情景分为三类：

a）单隔间火灾。火灾发生在同一火灾隔间内，点火源与目标物位于同一火灾隔间，但不包含主控室火灾；

b）主控室火灾。所有发生在主控室内的火灾，及未发生在主控室、但可能导致主控室撤离的火灾；

c）多隔间火灾。火灾从某一火灾隔间蔓延到其他火灾隔间并损坏多个隔间中的目标物。

4.10.2 高温气冷堆核动力厂采用模块化设计，若采用区域模型火灾模拟程序（如CFAST）分析得到的火灾情景会同时影响多个反应堆模块时，宜采用更为精细化的火灾模拟程序（如FDS）进行进一步分析，以降低分析的保守性。

4.11 任务10：火灾后人员可靠性分析

4.11.1 火灾后人员可靠性分析的目标是使用合适的人员可靠性分析（HRA）方法，评估火灾情景对内部事件一级PSA中原已考虑的人员动作的影响，并根据核动力厂火灾缓解计划和规程进一步识别出新的人员动作，对其进行量化。该任务对建立内部火灾PSA模型具有支持性作用。在内部火灾PSA的初步定量化时，可对人员失误事件（HFE）采用筛选概率；如果需要更现实地评估火灾风险，则应对一些人员动作进行更详细的分析。

4.11.2 本任务也应考虑事故前HFE，对于内部事件一级PSA中已有的事故前HFE，应保留在内部火灾PSA模型中且一般无需重新分析。

4.11.3 高温气冷堆核动力厂内部火灾PSA火灾后人员可靠性分析原则上与其他堆型的通用标准是一致的，可以充分借鉴业界的良好实践。

4.12 任务11：火灾风险定量化

4.12.1 火灾风险定量化目标是定量化最终的内部火灾PSA模型，并计算最终火灾风险结果。

4.12.2 高温气冷堆核动力厂内部火灾PSA定量化结果应包括但不限于：

a）高温气冷堆核动力厂内部火灾导致的风险指标所对应释放类的发生频率（均值、点估计值和典型的不确定性分布区间）；

b）每个火灾隔间对风险指标、其他受关注释放类发生频率等的贡献；

c）重要最小割集及其发生频率、事件序列及其发生频率；

d）敏感性分析和不确定性分析结果；

e）重要度分析结果；

f）风险见解。

4.12.3 高温气冷堆核动力厂内部火灾PSA模型定量化还应该对以下三类不确定性进行系统化的识别，并应针对不确定性较大、可能会对分析结果产生显著影响的假设和数据进行敏感性分析。

a）分析不完备导致的不确定性；

b）建模过程的不确定性；

c）参数的不确定性。

4.13 任务12：内部火灾PSA归档

4.13.1 内部火灾PSA归档目标是对内部火灾PSA开发过程和结果进行完善地记录，便于追溯和审查，也便于后续的更新和升级等工作。

4.14 支持性任务：现场巡访

4.14.1 现场巡访目标是核实和收集核动力厂实际信息，发现已有设计文件的不准确的地方，收集一些无法通过现有资料获取的信息。在开展现场巡访前，应尽可能的提前准备标准的巡访记录表格，以提高现场巡访收集信息的效率，巡访表格同样应根据巡访目的进行制定和完善。

4.14.2 整个内部火灾PSA开发过程通常是不断迭代和逐步深入的分析过程，需根据不同任务要素的开展和完成情况、输入信息的需求情况等开展现场巡访。现场巡访应根据核动力厂实际条件开展，建议在开展现场巡访时，明确目的，并结合目的相近的任务同时开展现场巡访以提高效率。

4.14.3 高温气冷堆核动力厂内部火灾PSA现场巡访原则上与其他堆型的通用标准是一致的，可以充分借鉴业界的良好实践。

4.15 支持性任务：火灾PSA数据库

4.15.1 火灾PSA数据库应包括：

a）内部火灾PSA设备清单——包含设备的相关信息：防火区、火灾隔间、设备类型、系统、设备状态（正常配置状态、需求状态、失电状态等）等，并可分类输出；

b）内部火灾PSA电缆清单——包含电缆的相关信息：防火区、火灾隔间、桥架、电缆编号、设备编号等，并可分类输出，还应包括相关的设备、电缆功能及电缆失效后果等；

c）电路分析报告——生成单个设备的电路分析结果汇总，包括设备编码、电源、相关电缆、电缆功能及电缆失效后果；

d）目标设备位置报告——生成火灾情景所分析区域的相关信息，包括设备所在的防火区、火灾隔间、相关电缆及桥架、以及经过该隔间的相关电缆及其连接的设备，电缆信息应包括电缆编码、功能及电缆失效后果；

e）电缆路径报告——生成一根或一组电缆的完整路径信息，包括电缆编码、设备编码、桥架、防火区、火灾隔间等信息。

附 录 A

| 序号 | 核动力厂区域 | 点火源 | 运行模式 | 点火频率（/机组年） |
| --- | --- | --- | --- | --- |
|
|  |
| 1 | 蓄电池室 | 蓄电池 | 所有工况 | 1.96E-04 |
| 2 | 反应堆厂房 | 反应堆冷却剂泵 | 功率工况 | 1.37E-03 |
| 3 | 反应堆厂房 | 临时性火灾和热加工 | 功率工况 | 4.21E-04 |
| 4 | 控制室 | 主控盘 | 所有工况 | 4.91E-03 |
| 5 | 辅助厂房 | 焊接和切割引发的电缆火灾 | 功率工况 | 7.83E-04 |
| 6 | 辅助厂房 | 焊接和切割引发的临时性火灾 | 功率工况 | 4.44E-03 |
| 7 | 辅助厂房 | 临时性火灾 | 功率工况 | 3.33E-03 |
| 8 | 柴油发电机厂房 | 柴油发电机 | 所有工况 | 7.81E-03 |
| 9 | 核动力厂范围设备 | 空气压缩机 | 所有工况 | 4.69E-03 |
| 10 | 核动力厂范围设备 | 蓄电池充电器 | 所有工况 | 1.12E-03 |
| 11 | 核动力厂范围设备 | 焊接和切割引发的电缆火灾 | 功率工况 | 2.77E-04 |
| 12 | 核动力厂范围设备 | 电缆自燃 | 所有工况 | 7.02E-04 |
| 13 | 核动力厂范围设备 | 干衣机 | 所有工况 | 3.66E-03 |
| 14 | 核动力厂范围设备 | 电动机 | 所有工况 | 5.43E-03 |
| 15 | 核动力厂范围设备 | 电气柜  （非高能电弧故障） | 所有工况 | 3.00E-02 |
| 16.a | 核动力厂范围设备 | 低压电气柜高能电弧故障（380V-1000V） | 所有工况 | 1.52E-04 |
| 16.b | 核动力厂范围设备 | 中压电气柜高能电弧故障（＞1000V） | 所有工况 | 2.13E-03 |
| 16.1 | 核动力厂范围设备 | 分段母线高能电弧 | 所有工况 | 1.10E-03 |
| 16.2 | 核动力厂范围设备 | 离相母线高能电弧 | 所有工况 | 5.91E-04 |
| 17 | 核动力厂范围设备 | 氢气储存罐 | 所有工况 | 4.93E-03 |
| 18 | 核动力厂范围设备 | 接线盒 | 所有工况 | 3.61E-03 |
| 19 | 核动力厂范围设备 | 其他氢气火灾 | 所有工况 | 4.82E-03 |
| 20 | 核动力厂范围设备 | 泵 | 所有工况 | 2.72E-02 |
| 21 | 核动力厂范围设备 | 室内变压器 | 所有工况 | 9.56E-03 |
| 22 | 核动力厂范围设备 | 焊接和切割引发的临时性火灾 | 功率工况 | 4.79E-03 |
| 23 | 核动力厂范围设备 | 临时性火灾 | 功率工况 | 8.54E-03 |
| 24 | 核动力厂范围设备 | 通风子系统 | 所有工况 | 1.64E-02 |
| 25 | 变压器站 | 变压器（灾难性的） | 功率工况 | 6.61E-03 |
| 26 | 变压器站 | 变压器（非灾难性的） | 功率工况 | 6.53E-03 |
| 27 | 变压器站 | 变压器外的其它火源 | 功率工况 | 3.69E-03 |
| 28 | 汽轮机厂房 | 锅炉 | 所有工况 | 1.09E-03 |
| 29 | 汽轮机厂房 | 焊接和切割引发的电缆火灾 | 功率工况 | 3.47E-04 |
| 30 | 汽轮机厂房 | 主给水泵 | 功率工况 | 4.38E-03 |
| 31 | 汽轮机厂房 | 汽轮发电机励磁机 | 功率工况 | 8.36E-04 |
| 32 | 汽轮机厂房 | 汽轮发电机中的氢气 | 功率工况 | 4.12E-03 |
| 33 | 汽轮机厂房 | 汽轮发电机中的油 | 功率工况 | 5.49E-03 |
| 34 | 汽轮机厂房 | 焊接和切割导致的临时性火灾 | 功率工况 | 4.67E-03 |
| 35 | 汽轮机厂房 | 临时性火灾 | 功率工况 | 6.71E-03 |