



## 田湾核电站多机组群堆运行的安全管理策略与实践

姚 刚

### Safety Management Strategies and Practices for Multi-Unit Group Operation at Tianwan Nuclear Power Plant

Yao Gang

在线阅读 View online: <https://doi.org/10.13832/j.jnpe.2024.05.0206>

#### 您可能感兴趣的其他文章

##### Articles you may be interested in

##### “华龙一号”征兆导向应急事故规程开发

Development of Symptom Based Emergency Operation Procedure for HPR1000

核动力工程. 2020, 41(6): 121–125

##### 运行核电厂安全生产标准化管理信息系统的研发

Research and Development of a Management Information System for Standardization of Safety Production in an Operating Nuclear Power Plant in China

核动力工程. 2018, 39(4): 152–156

##### 田湾核电站1~4号机组堆芯燃料管理优化研究

Research on Optimization of Core Fuel Management for Units 1–4 of Tianwan NPP

核动力工程. 2021, 42(3): 224–229

##### 核电厂严重事故缓解进程中应急人员行为分析

Analysis of Emergency Crew Behavior in the Process of Severe Accident Mitigation in Nuclear Power Plants

核动力工程. 2019, 40(1): 91–96

##### 基于认知模型与故障树的核电厂严重事故下人因失误分析

Analysis of Human Errors in Severe Accident of Nuclear Power Plant Based on Cognitive Model and Fault Tree

核动力工程. 2020, 41(3): 137–142

##### 状态导向与事件导向相结合的二回路管道破裂事故处理规程开发

Development of Operation Procedure for Secondary Pipe Break Accident Integrating State Oriented and Event Oriented

核动力工程. 2020, 41(6): 150–154



关注微信公众号，获得更多资讯信息

文章编号: 0258-0926(2024)05-0206-07; DOI:10.13832/j.jnpe.2024.05.0206

# 田湾核电站多机组群堆运行的安全管理策略与实践

姚刚

中国核动力研究设计院, 成都, 610213

**摘要:** 田湾核电站目前在运、在建的核电机组包含 VVER-1000 (1~4 号机组)、M310 (5、6 号机组) 和 VVER-1200 (7、8 号机组) 三种不同类型的机组, 涵盖了多种核电设计技术方向。在群堆运行管理模式下, 田湾核电站结合不同机组的设计特点开展运行安全策略优化研究, 为核电机组建立了统一的征兆导向的事故处理规程 (SEOP) 体系, 该体系兼具了事件导向的事故处理规程 (EOP) 准确快速和状态导向的事故处理规程 (SOP) 覆盖面广的特点。同时, 7、8 号机组推行的新版严重事故管理导则 (SAMG) 技术框架, 包含了更全面的严重事故应对能力及更简洁的诊断导则, 可有效缓解核电厂在发生严重事故后的后果。新版 SAMG 技术框架也可推行至田湾核电站其他机组。

**关键词:** 核电厂; VVER; 运行安全策略; 征兆导向的事故处理规程 (SEOP); 严重事故管理导则 (SAMG)

中图分类号: TL371 文献标志码: A

## Safety Management Strategies and Practices for Multi-Unit Group Operation at Tianwan Nuclear Power Plant

Yao Gang

Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610213, China

**Abstract:** At present, the nuclear power units in operation and under construction in Tianwan Nuclear Power Plant (TNPP) include three different types of units, namely, VVER-1000 (Units 1-4), M310 (Units 5 and 6) and VVER-1200 (Units 7 and 8), covering a variety of nuclear power design technical directions. Under the multi-unit group operation mode, TNPP has carried out research on the optimization of operating safety management strategy based on the design characteristics of different units, and established a unified Symptom-oriented Emergency Operating Procedure (SEOP) system for nuclear power units, which has the characteristics of accurate and rapid Event-oriented Procedure (EOP) and wide coverage of State-oriented Emergency Operating Procedure (SOP). At the same time, the technical framework of the new version of Severe Accident Management Guideline (SAMG) implemented by Units 7 and 8 contains more comprehensive ability to deal with serious accidents and simpler diagnostic guidelines, which can effectively alleviate the consequences of serious accidents in nuclear power plants. The new SAMG technical framework can also be applied to other units of TNPP.

**Key words:** Nuclear power plant, VVER, Operating safety management strategy, Symptom-Oriented Emergency Operating Procedure (SEOP), Severe accident management guidance (SAMG)

收稿日期: 2024-08-12; 修回日期: 2024-08-24

作者简介: 姚刚 (1971—), 男, 现任中国核动力研究设计院院长、党委副书记, 反应堆系统工程专家

## 0 引言

田湾核电站 1、2 号机组是国内引进的首批俄罗斯 VVER-1000 堆型机组，分别于 2007 年 5 月和 7 月投入商运。同为 VVER-1000 堆型的田湾核电站 3、4 号机组分别于 2018 年 2 月和 12 月投入商运。VVER 是俄罗斯国内主流的压水堆核电技术，其主回路设计、安全系统配置以及设备结构等多个方面<sup>[1]</sup>，与世界上其他大型压水堆机组有较大差异，例如采用卧式蒸汽发生器、多重冗余安全系统、双层安全壳等。除中国外，VVER 堆型在芬兰、匈牙利、土耳其、印度和伊朗等欧亚国家也有着广泛的应用，因此 VVER 核电技术始终是全球核电设计技术的一个重要方向。

田湾核电站 5、6 号机组为 M310 改进型机组，于 2015 年开工建设，并分别于 2020 年、2021 年投入商运。作为国内最后建设的两台 M310 型核电机组，受 2011 年日本福岛核事故的影响，面对国家核安全局提出的更加严格的安全要求，田湾核电站 5、6 号机组在借鉴国内外同类型机组的建设和运行经验反馈基础上，按照福岛核事故后国际和国内的最高安全标准，充分考虑多种极端工况叠加的应对策略，实施了多项技术改进<sup>[2]</sup>。改进项甚至增加了三代核电采用的非能动余热排出系统及相关设备，从设计源头大幅提升了机组的固有安全性和应对严重事故的能力。

田湾核电站 7、8 号机组采用俄罗斯设计的满足三代核电技术要求的 VVER-1200 堆型机组，于 2021 年开工建设，计划分别于 2026 年和 2027 年投入商运。相较于 VVER-1000 堆型，VVER-1200 堆型增加了安全壳非能动和蒸汽发生器非能动热量导出的系统设计<sup>[3]</sup>；针对新法规标准要求的设计扩展工况<sup>[4]</sup>，系统性地开展设计改进，进一步提升了机组预防和应对严重事故的能力，提高了机组的安全性。俄罗斯国内的 VVER-1200 首堆于 2017 年在新沃罗涅日第二核电厂投入商运。

通过对田湾核电站发展的时间脉络进行梳理，可以看出自 21 世纪初以来，田湾核电站经历了我国核电发展起伏的多个重要节点。无论是核电技术自主开发与国外引进的路线博弈，还是能动安全设计与非能动安全设计的技术之争，都在田

湾核电站的各型机组设计中留下了印记。

本文主要从运行安全策略的角度，阐述田湾核电站在机组类型多样化的局面下，将各机组事故管理的技术路线进行统一的过程。

## 1 核电厂纵深防御体系

根据核安全法规的要求<sup>[4]</sup>，核电厂的设计及运行需要遵循纵深防御的设计概念，纵深防御贯彻于核电厂整个设计、建造与运行过程中与安全有关的全部活动。从选址施工、纠偏保护到事故应对和应急防护，均要求将纵深防御理念置于各层次防御体系之下。在这样的防御体系下，即使有一种故障发生，它将由适当的措施探测、补偿或纠正，避免其发展至更恶劣的工况。福岛事故后，国际原子能机构（IAEA）发布文件指出为了实现核电厂安全目标，需要着重关注核电厂的安全屏障和安全功能（图 1），并在设计与运行中需要遵守纵深防御概念。国家核安全局专家结合中国核电设计的经验反馈，对 IAEA 文件进行解读，明确了核电厂的安全目标，并对实现手段进行了明确：

（1）设置第 1 层次防御的目的是防止偏离正常运行及防止安全重要物项出现故障。这一层次要求：按照恰当的质量水平和经过充分验证的工程实践，正确并保守地选址、设计、建造、维修和运行。事实上，核电厂不仅在厂址建造和设备制造过程中遵循了严格的质量监督要求，在核电厂运行过程中也遵循相应的运行技术规范，涵盖了安全限值、安全系统整定值、正常运行限值和条件等内容，并配套了安全相关系统和设备的定期试验监督要求，对安全相关系统和设备有关参数进行监测，确保其运行过程中性能的可靠性，

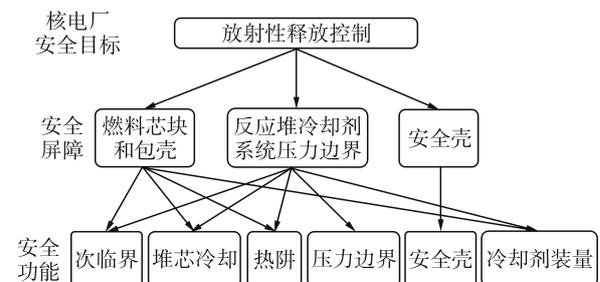


图 1 核电厂安全目标及实现手段

Fig. 1 Nuclear Power Plant Safety Objectives and Means of Realization

从而保证所有与三道屏障相关的安全限值得到满足。同时,这一层次的防御还要求核电设计方和运行方应重视国内外核电机组的运行经验和良好实践的反馈。

(2) 设置第2层次防御的目的是监测和控制核电机组偏离正常运行状态,以防止预计运行事件升级为事故工况。尽管通过多种手段在核电运行过程中加以预防,但核电厂在其寿期内仍然有可能会发生某些假设始发事件。这一层次要求在核电设计中设置特定的系统和设施,常见的如功率限制系统或停堆保护系统,或建立其他系统故障诊断的方法<sup>[5]</sup>。通过安全分析确认其设计有效性,并制定运行规程以防止这些始发事件的发生,或尽量减少其造成的后果,使核电厂在发生预计运行事件时,能够高可靠性地回到安全状态。

(3) 设置第3层次防御的目的是基于以下假定:尽管极不可能,但某些预计运行事件或假设始发事件的升级仍有可能未被前一层防御所制止,从而演变成事故。在核电厂的设计中,假定这些事故会发生,这就要求设计中必须通过固有安全特性或专设安全设施、安全系统和事故规程,防止在事故工况下,造成反应堆堆芯损伤或需要采取场外干预措施的放射性释放,并能使核电厂回到能够长期保持稳定可控的安全状态。

(4) 设置第4层次防御的目的是减轻第3层次纵深防御失效所导致的事故后果。虽然在设计中已经按要求尽量考虑防御层次的独立性<sup>[6]</sup>,但仍需考虑事故突破至这一层次时的缓解策略。这一层次涉及了对会导致堆芯损坏的设计扩展工况(DEC-B)的应对。通过控制事故进展和减轻严重事故的后果来实现第4层次的防御。这一层次的安全目标是:在严重事故下仅需要在区域和时间上采取有限的防护行动,且避免场外放射性污染或将其减至最小。这就要求可能导致早期放射性释放或大量放射性释放的事件序列被实际消除。

(5) 设置第5层次即最后层次防御的目的,是减轻可能由事故工况引起的潜在放射性释放造成的放射性后果。该层次要求配备恰当的应急设施,制定用于场内、场外应急响应的应急计划和应急程序。

这5层纵深防御的要求也在国家核安全局发布的相关法规中有更明确的定义<sup>[4]</sup>。从上述对纵

深防御层次的介绍可以看出,第2、3、4层次的防御涉及了对核电厂偏离正常运行工况的纠偏应对、对核电厂事故工况的处理策略,以及对机组发展至严重事故工况的兜底手段。这3个层次的防御构成了核电厂纵深防御,尤其是事故管理方面最核心的内容。因此,针对田湾核电站包含多种机组类型、多种设计技术、多种安全策略的现状,将不同机组的事故工况应对的技术路线进行融合,有利于电厂运行人员统一思想、协同认知,并在操作层面形成一致的核安全文化理念。

## 2 核电厂事故管理要求

核电厂纵深防御体系对于事故管理的要求,根据不同事故工况可区分为预防措施和缓解措施。预防措施是指防止或延迟堆芯损坏发生的措施,而缓解措施旨在减少堆芯损坏的后果。因此,在核电厂实际运行中,发生事故工况时首先实施的是预防性事故管理策略,只有在恢复堆芯冷却和保持燃料完整性方面成功率很低的情况下,事故管理的主要目的才会从防止或延迟堆芯损坏转向尽量减少堆芯损坏的后果。在核电厂执行文件中,上述事故工况下的预防措施主要指事故处理规程,缓解措施主要指严重事故管理导则(SAMG)。

核电厂事故处理规程是核电厂发生事故时运行人员应遵循的操作指令。通常,操纵员利用文本操作规程来开展核电厂发生事故之后的应对操作。在核电发展历程中,事故处理规程的技术路线主要分为以下3种:事件导向的事故处理规程(EOP)、状态导向的事故处理规程(SOP)和征兆导向的事故处理规程(SEOP)。

EOP的基本流程为<sup>[7]</sup>:当机组发生预期事故后,核岛和常规岛的操纵员分别执行相应的事故规程。操纵员从事故诊断规程出发,根据事故工况下主控室或后备盘提供的信息进行诊断,确定机组的事故类型,并进入相应的事故规程采取行动措施,EOP一般包含偏离正常运行规程、设计基准事故规程以及超设计基准事故规程,后续随着电厂持续的经验反馈及安审要求,也会增补一部分用于极限运行工况的应急运行规程。EOP在电厂操纵员实施过程中,主要存在以下几方面的不足:①事故处理策略基于诊断规程的入口,若发生诊断错误,难以纠正;②事故工况在操纵员

的处理过程中，如发生进一步的恶化，根据 EOP 的既定步骤，较难进行灵活的调整；③ EOP 的事故处理策略一般只适用于单一故障引起的事故，在处理多重故障叠加的事故时将凸显其局限性；④较依赖于规程设计者的设计水平，对于规程中没有考虑到的初因事件，则无法通过 EOP 找到对应的入口；⑤较少考虑人因相关的内容，规程编制过程中很少或者没有考虑在执行规程过程中可能存在的人因失误。

SOP<sup>[7-8]</sup> 的研究源自三哩岛核事故的经验反馈。三哩岛核事故是典型的多故障叠加事故，在事故初期，由于蒸汽发生器给水系统出现故障，因此反应堆冷却剂系统压力升高、稳压器卸压阀开启但未能回座，由于阀门卡开造成的稳压器水位上升的“假水位”现象使操纵员停运了安注系统，反应堆得不到冷却而最终发生燃料损坏。基于此，为了在事故处理过程中能够更好地处理叠加事故<sup>[9-10]</sup>，法国在 20 世纪 80 年代初，开始研究 SOP。SOP 最主要的特点是将操纵员的注意力放在对机组安全功能满足性的诊断上，如图 2 所示。并且，通过对反应堆安全状态的即时反馈，操纵员也可以判断出是否在使用正确的操作步骤进行事故应对。SOP 主要存在以下 2 方面的不足：①对于有典型征兆且为单一故障的事故工况处理不够高效，例如事故特征明显的蒸汽发生器传热管破裂事故（SGTR）；②SOP 应对事故处理的流程过多，同时执行过程中转向步骤也较多，在事故工况下会影响操纵员的应对效率。

SEOP 兼具 EOP 快速高效和 SOP 覆盖面广的优点。SEOP 体系在应对确定的事件或事故时，主要依靠偏离正常运行规程和最佳恢复规程，其中不触发反应堆停堆或安注的事件纳入偏离正常运行规程，触发反应堆停堆或安注的事故纳入最

佳恢复规程。上述 2 类规程对于能够诊断出运行偏离原因和事故初因的瞬态可以实现快速的应对，且基本覆盖了反应堆装置在运行过程中偏离正常运行与设计基准事故所涉及的范围；另一方面，SEOP 体系也考虑到如果发生了多重故障叠加导致的事故工况，在短时间内无法正确诊断事故初因，此时，需通过关键安全功能恢复规程执行相应的操作，以应对难以快速实现诊断的复杂事故工况，确保核电厂的安全。

SAMG 主要应用于当恢复堆芯冷却和保持燃料完整性方面不太可能成功的情况下，事故管理的主要目的将从防止或延迟堆芯损坏转向尽量减少堆芯损坏的后果。在这种情况下，SAMG 将提供核电厂在严重事故工况下的管理指导。此时，事故管理优先级从保持堆芯完整性到尽量减少裂变产物释放。SAMG 对于严重事故管理的主要目标包括：①将堆芯恢复到可控稳定状态；②保持或将安全壳恢复到可控稳定状态；③终止核电厂的裂变产物释放。在具体的处理流程中，SAMG 按照以下步骤的形式提供结构化指导：首先，基于症状诊断电厂状况，并根据电厂设计特点确定响应的优先级；其次，评估涉及设备的可用性以判断响应实施的可行性，并且在实施前需要评估应对措施可能带来的负面影响；最后根据已识别的负面影响潜在后果做出是否使用可用设备的实施决策，并确定实施的行动是否有效。随着 SAMG 的发展，在最新的技术要求下，目前 SAMG 在严重事故工况下的应对能力要求覆盖功率运行工况、低功率停堆工况以及乏燃料池的事故工况，覆盖对象趋于完整。同时，在福岛核事故后的改进项中着重要求了主控室丧失参数监控能力下的处置措施，新增主控室丧失电源/仪表的严重事故响应导则，以应对全厂断电事故（SBO）类可能导致主控室丧失监测控制能力的事故情境下的严重事故响应，应对逻辑趋于完善。

### 3 田湾核电站机组事故处理规程

如前所述，田湾核电站的机组包含了多种技术路线，将不同技术路线机组的事故处理规程进行融合，有利于核电厂操纵人员在培训、运行、经验反馈等层面形成统一的认知。

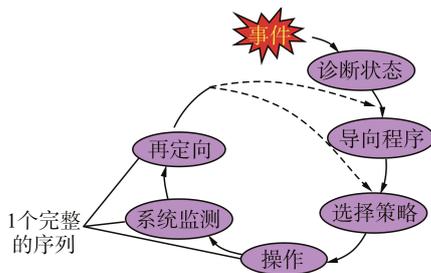


图 2 SOP 事故处理规程流程示意图

Fig. 2 Process of SOP Emergency Operating Procedure

田湾核电站 1~4 号机组在商业运行之后,事故处理规程采用的是 EOP 体系,包含了不触发自动紧急停堆的规程、触发紧急停堆的规程以及超设计基准事故规程。这一套事故规程缺乏系统的应对多重故障及复杂事故工况的内容,事故诊断规程也不够系统全面。因此,根据 SEOP 框架体系和征兆导向法的规程设计理念,田湾核电站委托国内核电设计单位于 2016 年起开展对田湾核电站 1~4 号机组事故处理规程的优化工作。实施优化后形成了事故处理规程系统响应框架体系,具备了 SEOP 体系应对事故工况高效迅速及覆盖面广的特点,如图 3 所示。

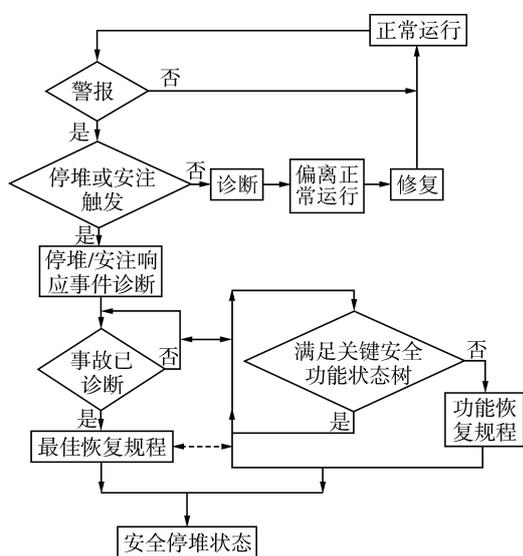


图 3 SEOP 技术逻辑

Fig. 3 Technical Logic of SEOP

田湾核电站 5、6 号机组在工程设计中充分接受福岛核事故后安全改进项,并考虑了三代核电的设计要求,无论从硬件设计还是逻辑控制方面都遵循纵深防御设计概念,具备更广泛的应对复杂事故工况的能力。如:改进后的未停堆预期瞬变(ATWS)保护信号,能更好地在控制棒组不可用的情况下对丧失主给水叠加 ATWS 事故起到保护作用;蒸汽发生器防满溢设计改进,通过增设辅助给水流量自动控制逻辑等措施,降低在 SGTR 后蒸汽发生器满溢的风险;增设的堆顶排气系统,可以在事故工况下排出压力容器内的不可凝气体,确保反应堆堆芯的带热能力。诸如此类的设计改进,在田湾核电站 5、6 号机组的规程体系设计中都已充分考虑,因此,田湾核电

站 5、6 号机组在设计中虽然仍纳入 M310 机组的定义范畴,但其 SEOP 体系内容事实上已包含了较多三代核电的设计理念。

田湾核电站 7、8 号机组在系统设计、保护信号、安全配置等方面与 VVER-1000 堆型存在较大的差异。在 2022 年初,田湾核电站委托国内核电设计单位,以田湾核电站 7、8 号机组相关论证分析工作为基础,结合机组设计特点,编制 SEOP。当反应堆装置发生故障或事故后,首先进入诊断规程,进入具体的偏离运行规程系列或最佳恢复规程系列。最佳恢复规程和关键安全功能状态树同时执行,若某个安全功能恶化导致进入相应的关键安全功能恢复规程,则暂停正在执行的最佳恢复规程,待该安全功能恢复后再执行原规程。同时,该套事故处理规程将与田湾核电站 7、8 号机组安全级仪控系统(TXS)以及作为其备用的数据处理系统(DPS)相结合,使事故处理规程应对事故工况范围更广的同时,也可减轻操纵员的操作负担。

至此,虽然田湾核电站 1~8 号机组在机组类型、设计技术和系统配置等方面都存在明显的差异,但从运行安全策略协调统一的角度出发,田湾核电站将各机组的事故处理规程都纳入了 SEOP 规程体系中。结合田湾核电站各类型机组在反应性控制、热量导出和放射性包容等安全功能上各自的设计特点,将控制室信号设置与规程步骤引导有效地结合,高效应对机组偏离正常运行工况乃至事故工况,确保核电厂即使在事故后,也能顺利过渡至安全状态。

#### 4 新版 SAMG 试点应用研究

西屋业主集团严重事故管理指南(WOG SAMG)<sup>[11-12]</sup>的制定是为了响应美国核管理委员会(NRC)解决监管严重事故问题的要求。WOG SAMG 的主要目的是使核电厂达到受控稳定状态,当裂变产物释放得到控制时,限制裂变产物边界的挑战得到了缓解<sup>[13-14]</sup>,并且为堆芯和安全壳提供了足够的散热。目前 SAMG 新版的技术框架尚未在国内的核电机组应用<sup>[15]</sup>。

2022 年,田湾核电站委托国内核电设计单位采用 WOG SAMG 新版技术框架(图 4),在田湾核电站 7、8 号机组上开展试点应用工作。

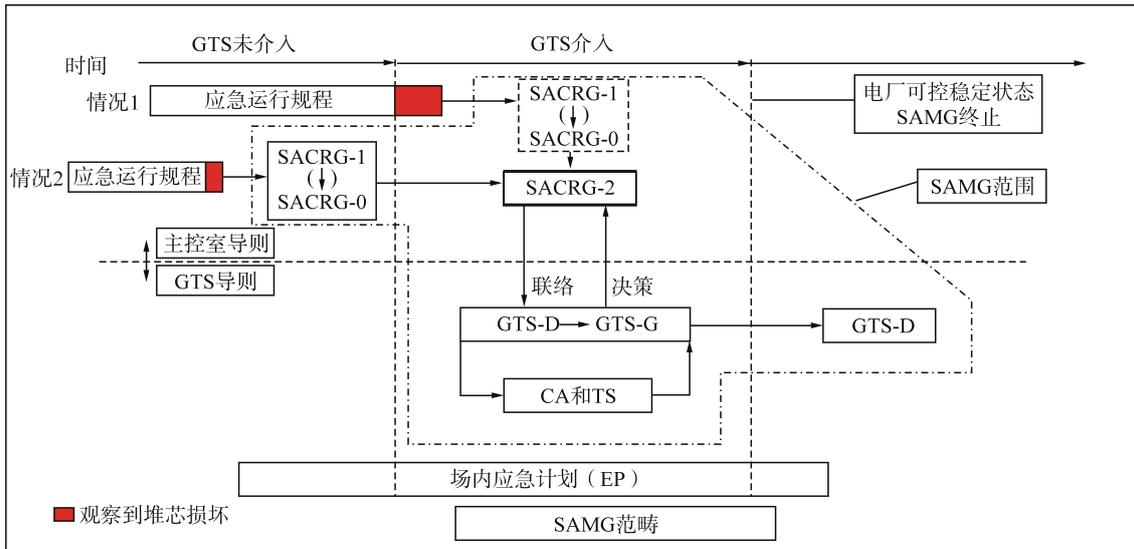


图4 WOG SAMG 新版技术框架

Fig. 4 New Technical Framework of WOG SAMG

SACRG—主控室严重事故导则；GTS—技术支持组；GTS-D—诊断导则；GTS-G—严重事故处置导则；CA—计算辅助；TS—技术支持

新版 SAMG 试点应用工作在编制中充分考虑 VVER-1200 堆型在诸多系统设备的设计差异性，如堆腔结构<sup>[6]</sup>、安全壳非能动排热系统及蒸汽发生器非能动余热排出系统等；同时，新版诊断流程采用表格矩阵的形式，提供核电厂条件的可视层次结构和标识条件严重性的颜色编码方案，避免了在传统 SAMG 设计中有多个导则同时达到进入条件时互相冲突的问题。

为了避免对原有电厂应对严重事故的组织架构造成过大的扰动，与田湾核电站 1~4 号机组相比，田湾核电站 7、8 号机组的 SAMG GTS-D 中包含了在 VVER-1000 中已经存在的诊断流程图（DFC）、严重威胁状态树（SCST）、技术支持组长期监视（SAEG-1）以及 SAMG 的终止（SAEG-2）的全部内容，只在执行方式上有所调整。导则决策则是以表格矩阵的形式，对进入条件进行了整合，同时解决轻重缓急和决策矛盾，使得整个严重事故管理过程只有唯一的入口 SACRG-1 和唯一的出口 GTS-D，这样就使整个 SAMG 体系更具整体协调性。

在完成田湾核电站 7、8 号机组 SAMG 的编制和试点应用后，条件成熟时，新版 SAMG 技术框架也将推广至田湾核电站其他机组中，以便形成田湾核电站纵深防御第四层次协调统一的技术路线和应对策略。

## 5 结论

田湾核电站从统一运行安全策略的角度出发，围绕核电厂纵深防御体系第 2、3、4 层次的设计要求，结合核电厂内多种机组类型、设计技术及系统配置的现实情况，积极开展运行安全策略协同优化工作：

（1）融合了田湾核电站各台机组在系统配置及安全策略等方面的差异，协调统一事故应对措施，将核电厂内各机组的事故处理规程都纳入了 SEOP 体系中。

（2）在国内率先推行新版 SAMG 技术框架，结合田湾核电站 7、8 号机组 VVER-1200 堆型设计特点，开发逻辑更完整、使用更便捷的 SAMG，试点应用成熟后也将推广至田湾核电站的其他机组。

### 参考文献：

- [1] 蒋国元. WWER-1000 核电站设备与系统 [M]. 北京: 原子能出版社, 2009.
- [2] 国家核安全局. 福岛核事故后核电厂改进行动通用技术要求 (试行)[EB/OL]. (2012-06-12)[2024-07-15]. [https://www.nec.gov.cn/gkml/sthjbgw/haq/201206/t20120615\\_231698.htm](https://www.nec.gov.cn/gkml/sthjbgw/haq/201206/t20120615_231698.htm).
- [3] 李石. VVER-1200 设计优化分析 [J]. 电工技术, 2021(12): 39-40.
- [4] 国家核安全局. 核动力厂设计安全规定: HAF 102-2016[S]. 国家核安全局, 2016: 2-8.

- [5] 张卫峰, 惠俊军. 智能故障诊断技术的现状及展望 [J]. 工业仪表与自动化装置, 2017(5): 21-24.
- [6] IAEA, Safety of nuclear power plants: Design: SSR-2/1[R]. Vienna: IAEA, 2015.
- [7] 梅亮, 罗宏. 核电站 SOP 事故规程原理 [J]. 科技视界, 2013(34): 361.
- [8] 吴广君, 刘玉华, 刘志云. 状态导向法事故规程在我国核电厂中的应用 [J]. 能源工程, 2011(1): 21-24.
- [9] 冉旭, 方红宇. 状态导向规程引导下的蒸汽发生器给水流量完全丧失事故分析研究 [J]. 核动力工程, 2010, 31(S1): 8-10.
- [10] 刘立欣, 王喆. 核电厂 SGTR 规程优化研究 [J]. 核动力工程, 2022, 43(4): 126-130.
- [11] Westinghouse, Westinghouse owners group generic severe accident management guidelines, Revision 0, 1994 and Revision 1[Z]. 2001.
- [12] FELIX E, DESSARS N. Severe accident management development program for VVER-1000 and VVER-440/213 based on the Westinghouse Owners Group approach[C]//Proceedings of the International Conference Nuclear Energy for New Europe 2003. Portorož, Slovenia: IAEA, 2003.
- [13] FELIX E, DESSARS N. Dukovany nuclear power plants severe accident management guidelines, diagnostics and instrumentation report: WENX-01-0032[R]. Portorož, Slovenia, 2003.
- [14] DESSARS N, VAN HAESSENDONCK M. Temelin nuclear power plant severe accident management guidelines, diagnostics and instrumentation report: WENX 01-0021[Z]. 2002.
- [15] IGNATOV V, MIKHALCHUK A, KABANOV L, et al. Development of severe accident management guidance for VVER-1000 plants: NEA-CSNI-R-2001-20[Z]. NEA, 2001.
- [16] MATEJOVIČ P, BACHRATÝ M, VRANKA E. Feasibility of in-vessel retention of corium for VVER 440/V213 Units, Part III, prepared by IVS Trnava for Paks NPP in the frame of VERSAFE[Z]. 2002.

(责任编辑: 张祚豪)