

# CANDU6 机组严重事故堆芯损伤状态评价方法

赵晓玲, 李波

(中核核电运行管理有限公司, 嘉兴 314300)

**摘要:** 描述了一种评价 CANDU6 机组严重事故工况下堆芯损伤状态的方法。该方法不依赖于对冷却剂系统、反应堆厂房流体的取样分析结果, 而是基于在线实时参数, 能快速评价堆芯状态。同时给出了评价方法的具体实施思路, 借助于信号分析技术, 实时评价堆芯损伤状态。该方法可以作为 CANDU6 机组堆芯损伤状态评价的技术基础。

**关键词:** 严重事故; 堆芯损伤状态; 评价; 方法

中图分类号: TL364

文献标志码: A

文章编号: 2095-8676(2015)04-0037-06

## Core Damage Assessment for CANDU6 Under Severe Accident Condition

ZHAO Xiaoling, LI Bo

(CNNC Nuclear Power Operations Management Co., Ltd., Jiaxing 314300, China)

**Abstract:** This article proposed a method to assess CANDU6 core damage states during severe accidents. It depends on online parameters to quickly assess the status of the damaged core, instead of a lab analysis of coolant system or containment fluids. Meanwhile, this article proposed considerations for implementation of the method. Based on signal analysis technology, core damage states could be assessed in real time. The proposed method could be used as the technical basis for CANDU6 core damage states assessment.

**Key Words:** severe accidents; core damage states; assessment; method

在核电厂严重事故管理工作中, 评价堆芯损伤状态是一项极其重要又非常困难的工作。堆芯损伤状态评价是其它事故管理工作如源项估算、事故恢复决策等的基础。在严重事故工况下, 设备大量不可用, 现场环境复杂, 人力资源有限。基于对堆芯损伤状态的掌握, 可优化事故恢复资源的使用, 合理安排恢复行动, 取得最佳的事故恢复效果。同时, 堆芯损伤状态决定了放射性物质释放的程度, 是源项估算时必需考虑的因素。

目前, CANDU6 机组的事故管理中虽然考虑了对堆芯损伤状态的评价, 但该评价方法仅包括了燃料包壳完整性、堆芯是否发生结构性损坏的考虑, 未考虑严重事故下的更为严重的堆芯损坏状态, 其评价方法基于对冷却剂系统流体、安全壳流体的取样分析结果, 在事故工况下, 这些取样分析往往由

于设备损坏、管道堵塞(如气溶胶堵塞)等原因不能实现, 取样分析方法通常存在长达数小时的时间延迟, 不能保证堆芯损伤状态评价的实时性。

本文提出了一种新的堆芯损伤状态评价方法, 基于业界对 CANDU6 严重事故堆芯损伤状态(CDS)的划分, 分析并提出了各个 CDS 下的评价依据。评价的依据不再依靠取样分析结果, 而是基于在线仪表的读数, 通过信号分析技术, 提取在线参数信号特征, 快速、可靠的评价堆芯损伤状态。

### 1 CANDU6 严重事故堆芯状态划分

CANDU6 反应堆堆芯由 380 根水平布置的压力管(Pressure Tube)组成, 每根压力管内装有 12 个天然铀燃料棒束。压力管置于与其同心的直径更大的排管(Calandria Tube)中, 二者之间的环形空间充以 CO<sub>2</sub> 气体。压力管两端与端部件(Endfitting)相接, 形成燃料通道(Fuel Channel)。380 个燃料通道以格栅的方式置于排管容器(Calandria)中。正常运行时, 加压重水在泵的作用下流过压力管, 带走燃

料棒束热量。排管容器内是低温低压重水，作为慢化剂。排管容器置于反应堆堆腔中，堆腔充以轻水<sup>[1]</sup>。图1是 CANDU6 堆芯结构示意图。

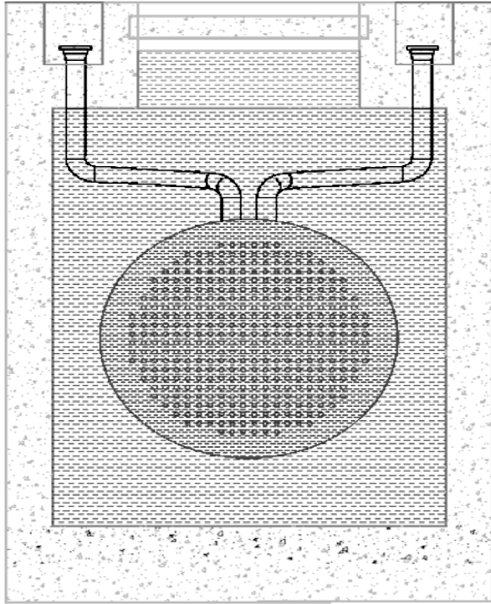


图1 CANDU6 堆芯结构示意图

Fig. 1 Illustration of CANDU6 Core

CANDU6 机组的严重事故分析表明<sup>[2-3]</sup>，由于 CANDU6 机组堆芯结构的特殊性，对除早期堆芯解体以外的大部分始发事件（如 SBO、LOCA + LO-ECC 等），CANDU6 机组严重事故均以冷却剂系统装量的喷放（Blowdown）过程为初始阶段。在不同的事故序列中，在排放过程结束之后堆芯所经历的状态是近似的。在不考虑缓解措施的情况下，压力管、排管在燃料棒束衰变热的作用下，将相继发生破裂，慢化剂逐渐烧干，堆腔水装量丧失，排管容器失效，堆芯熔融物进入堆腔底部与底板混凝土发生反应，熔穿堆腔底板，进入反应堆厂房底部。为便于堆芯损伤状态的评价，结合堆芯损伤过程中所经历的不同阶段的特征，通常将堆芯损伤状态划分为 5 个阶段<sup>[4]</sup>。

### 1.1 堆芯损伤状态第一阶段 (CDS1)

CANDU6 机组严重事故的第一阶段是冷却剂丧失导致压力管排空，燃料棒束失去有效冷却，由于冷却不足，燃料棒束升温，压力管变形、肿胀，与排管接触，热量通过接触的排管传递至慢化剂系统。

### 1.2 堆芯损伤状态第二阶段 (CDS2)

热量从排管不断传递至慢化剂，将导致慢化剂

升温、饱和沸腾，慢化剂系统压力上升，慢化剂系统爆破盘发生破裂，重水汽混合物从破口处释放至安全壳厂房，慢化剂液位下降。当慢化剂液位下降到低于最顶部的排管位置时，顶部的燃料通道冷却环境进一步恶化，燃料通道快速升温，下部淹没的通道加热慢化剂产生大量蒸汽，与上部过热的燃料通道发生氧化反应，进一步加快燃料通道升温速率，在热作用和机械作用下，上部燃料通道将下垂变形。随着慢化剂液位的逐渐下降，上部裸露的燃料通道相继发生解体，解体后的燃料通道重量由下部的完整通道承受，当累积的重量超过一定数量，超出下部通道的承受极限，堆芯发生解体，整个堆芯坍塌跌入慢化剂中，在排管容器底部形成碎片床。

### 1.3 堆芯损伤状态第三阶段 (CDS3)

剩余的慢化剂在堆芯碎片衰变热作用下逐渐烧干。之后，堆芯衰变热一部分传递给堆腔冷却水，使堆腔水升温，一部分热量由堆芯碎片吸收，温度上升，形成熔融池。堆腔水在堆芯碎片的加热下，温度上升直至达到饱和温度后开始沸腾，沸腾导致堆腔超压，堆腔压力释放爆破盘破裂，堆腔与反应堆厂房连通，蒸汽释放至反应堆空间。随着堆腔水的不断丧失，堆腔液位下降，最终堆腔液位将低于堆芯碎片的顶部位置。当堆腔液位到达这一位置时，堆芯熔融物将熔穿排管容器壁，堆芯熔融物进入堆腔。

### 1.4 堆芯损伤状态第四阶段 (CDS4)

当堆腔水位低于排管容器内堆芯碎片顶部时，排管容器壁会在热作用下发生破裂。堆芯碎片进入堆腔，与堆腔内剩余的水发生激烈的反应，释放出大量蒸汽。堆芯碎片持续加热堆腔剩余的轻水，堆腔液位持续下降。当堆腔水烧干时，堆芯熔融物进一步与堆腔底板的混凝土发生 CCI 反应（Core Concrete Interaction），堆腔底板厚度不断降低，当达到某极限厚度时，底板破裂。

### 1.5 堆芯损伤状态第五阶段 (CDS5)

当堆芯熔融物熔穿堆腔底板后，熔融物进入反应堆厂房底部。事故进展到此时，在反应堆厂房的底层已经积聚了大量来自冷却剂系统、慢化剂系统、堆腔和端屏蔽冷却系统等排放的水，还有可能来自 ECC 系统的注入。堆芯熔融物进入反应堆厂房底部，将与积聚的水发生剧烈的反应，堆芯熔融

物最终被反应堆厂房底层的水淹没。

## 2 不同堆芯损伤状态的状态参数

不论是正常运行状态还是事故状态,堆芯状态都是不能直接观察的。在正常工况下,通过对冷却剂流量、压力、温度、堆芯中子功率等参数的控制,操纵员可以确保堆芯处于正常运行状态,堆芯不会发生过热、熔化、解体等。在事故工况下,某些参数将变为零,失去监测意义。因此,在事故工况下,就需要结合事故工况下堆芯损伤状态的特征,合理选择参数,并利用这些参数推断出堆芯损伤状态。通常情况下,应优先选择最能直接表征堆芯状态的参数(如堆芯温度等),在无法选择到这种参数时,将考虑堆芯损伤过程与外界的相互作用,通过这种相互作用过程对外界的影响来推断堆芯损伤状态。

### 2.1 CDS1 的状态参数

CDS1 的特征是压力管内的冷却剂排空,燃料温度上升,压力管变形与排管接触,热量主要通过排管传递至慢化剂。在这种环境下,堆芯出口温度、堆芯出入口集管温度探测到的将是过热蒸汽的温度。CANDU6 机组在设计中提供的堆芯温度和压力参数的监测仪表包括:

- 1)堆芯出口温度信号。
- 2)集管温度信号。
- 3)集管压力信号。

可用于堆芯损伤状态评价的堆芯温度压力参数及信号汇总见表1。通过温度、压力信号,可以计算出堆芯出口、出入口集管等位置的过冷度,当出现过热时,说明堆芯冷却已经无法保证。

出入口集管、燃料通道出口过冷度能判断堆芯是否处于冷却剂排空状态,要确认堆芯是否处于CDS1 还需要同时确认慢化剂状态,判断堆芯是否由慢化剂进行冷却。当慢化剂装量足以淹没堆芯顶部燃料通道时,可以认为慢化剂能提供有效的冷却功能。慢化剂液位信号可用作燃料通道是否被淹没的判据。当液位低于顶部排管标高时(6 864 mm),顶部燃料通道开始裸露。

### 2.2 CDS2 的状态参数

CDS2 的特征是上部燃料通道开始裸露。包括两个方面的信息,一是燃料通道内部冷却剂丧失,二是排管外部的慢化剂液位低于排管最顶部位置。

这一状态可以结合 CDS1 中所用的冷却剂状态参数和慢化剂液位参数进行判断,见表2。

表1 堆芯温度压力参数

	测量位置	仪表	量程
通道出口温度	燃料通道出口	每个通道一个信号,共 380 个温度信号	0 ~ 320 °C
入口集管温度	RIH 3 312-HD2	63 331-T-27	0 ~ 320 °C
	RIH 3 312-HD4	63 331-T-28	0 ~ 320 °C
	RIH 3 312-HD6	63 331-T-29	0 ~ 320 °C
	RIH 3 312-HD8	63 331-T-30	0 ~ 320 °C
出口集管温度	ROH 3 312-HD1	63 312-T5	0 ~ 320 °C
	ROH 3 312-HD3	63 312-T6	0 ~ 320 °C
	ROH 3 312-HD5	63 312-T7	0 ~ 320 °C
	ROH 3 312-HD7	63 312-T8	0 ~ 320 °C
入口集管压力	RIH 3 312-HD2	63 312-P13	0 ~ 12 MPa(g)
	RIH 3 312-HD4	63 312-P14	0 ~ 12 MPa(g)
	RIH 3 312-HD6	63 312-P15	0 ~ 12 MPa(g)
	RIH 3 312-HD8	63 312-P16	0 ~ 12 MPa(g)
出口集管压力	ROH 3 312-HD1	63 332-P35	0 ~ 12 MPa(g)
	ROH 3 312-HD3	63 332-P32	0 ~ 12 MPa(g)
	ROH 3 312-HD5	63 332-P33	0 ~ 12 MPa(g)
	ROH 3 312-HD7	63 332-P34	0 ~ 12 MPa(g)

表2 慢化剂液位参数

仪表	量程
L-12, AI2736	0 ~ 8 600 mm
L-13A, AI1306	6 850 ~ 8 600 mm
L-13B, AI2427	6 850 ~ 8 600 mm
L-13C, AI3075	6 850 ~ 8 600 mm

在 CDS1 状态下,热量由冷却剂传递至慢化剂,引起了慢化剂系统的升温。当慢化剂温度上升至饱和温度时发生沸腾,沸腾过程产生大量蒸汽,导致慢化剂系统超压,爆破盘破裂,慢化剂系统发生闪蒸,汽水混合物释放至反应堆厂房,闪蒸过程结束时,慢化剂液位将下降至低于慢化剂顶部排管的位置(6 864 mm)。

CDS2 状态在严重事故的进程中是非常重要的一个状态。在这个状态下,将发生燃料通道解体、堆芯坍塌等过程,伴随这一状态的是堆芯裂变产物的释放和锆金属(燃料包壳、压力管、排管等)与水蒸汽的化学反应过程中的大量热量的释放和氢气的产生。对 CDS2 的评价在整个严重事故管理中显得

格外重要。

CDS2 状态包括了燃料通道解体、堆芯坍塌两个过程。对 CDS2 状态的判断,需要对这两个过程进行甄别。

燃料通道解体是燃料通道在热作用、机械作用或者二者结合作用下,整体脱离原来位置的过程。导致燃料通道解体可能是由于燃料通道温度升高导致燃料通道结构材料熔化,或者是热作用导致燃料通道结构材料机械性能下降,燃料通道在力的作用下发生过度变形(如下垂、肿胀等)。

分析表明<sup>[6]</sup>:燃料通道在热作用下的下垂现象是导致燃料通道解体的主要因素。燃料通道下垂并发生解体,需要足够的变形空间,以使得下垂幅度足够大,燃料通道应变超过 10%。事故工况下,不能直接对燃料通道的变形情况进行观察。随着慢化剂液位的下降,逐渐裸露的通道将相继过热、变形。当慢化剂液位下降到导致顶部 4 排燃料通道裸露时,最上部裸露的燃料通道将发生解体。此液位即可作为判断堆芯解体发生的判据。结合 CANDU6 机组慢化剂系统标高和燃料通道的栅格中心距(28.575 cm),经过简单计算,即可求得液位。考虑到不确定性因素,可以取慢化剂液位下降至顶部燃料通道以下 1 m 的位置时,最上部的燃料通道发生解体。

堆芯坍塌是由于上部燃料通道解体后,下部完整通道不能支撑上部重量而发生的结构性破坏。当发生堆芯坍塌时,下部完整通道将相继发生解体,整个堆芯快速落入剩余的慢化剂中。下部完整通道的压力管由于温度很高,强度下降。燃料通道解体后,其重量主要由下部完整通道的排管部分承受。存在两种导致排管失效的模式:一种是承受的重量足够大,导致排管发生剪切,另外一种是在重压下,排管两端的滚压胀接部位不能承受拉伸极限,排管拉出。分析表明<sup>[6]</sup>,排管拉出的强度要远低于排管发生剪切的强度,是堆芯坍塌的主要因素。

有两种方法可以确定堆芯坍塌发生,一种是根据燃料通道的结构强度计算所能支撑的最大重量,这种方法在实际的事故管理中不具可操作性。另一种方法是根据堆芯坍塌发生时引起的激烈的熔融物与水的反应。堆芯坍塌的过程是非常迅速的过程。大量原来存在于慢化剂液位以上的过热堆芯碎片落

入堆芯,引起慢化剂的剧烈沸腾,释放出大量的蒸汽,由于慢化剂与安全壳联通,安全壳的压力出现峰值。CANDU6 机组设计中提供了表 3 所列宽量程的压力信号测量:

表 3 反应堆厂房压力参数

Table 3 Reactor Building Pressure Parameters

仪表	量程
63 431-PI-1N1/5P1/9Q1	-20 ~ 400 KPa(g)
63 431-PI-3Q1/7N1/11P1	-100 ~ 150 KPa(g)

### 2.3 CDS3 的状态参数

随着慢化剂的逐渐烧干,CDS2 状态结束,CDS3 状态开始。当慢化剂烧干后,堆芯衰变热一部分传递给堆腔冷却水,使堆腔水升温,一部分热量由堆芯碎片吸收,温度上升,形成熔融池。慢化剂系统不再产生蒸汽,释放至安全壳空间的蒸汽减少,安全壳压力上升速率下降,考虑到安全壳的泄漏和结构的吸热作用,压力可能出现下降趋势。如果安全壳空气冷却系统已经投运,这一变化将更为明显。安全壳压力由上升转变为下降的趋势可以作为进入 CDS3 状态的判断。

堆腔水在堆芯熔融物的加热下,温度上升直至达到饱和温度后开始沸腾,沸腾导致堆腔超压,堆腔压力释放爆破盘破裂,堆腔与反应堆厂房联通,蒸汽释放至反应堆厂房,引起反应堆厂房压力上升。随着堆腔水的不断丧失,堆腔液位下降,最终堆腔液位将低于堆芯碎片的顶部位置,当液位到达这一位置时,CDS3 状态结束,进入 CDS4 状态。

### 2.4 CDS4 的状态参数

CDS4 状态开始于堆腔水位低于排管容器内堆芯熔融物顶部。当液位低于这一位置时,排管容器壁会在热作用下发生破裂。堆芯熔融物进入堆腔,与堆腔内剩余的水发生激烈的反应,释放出大量蒸汽,由于堆腔与反应堆厂房联通,反应堆厂房压力信号将出现尖峰。

### 2.5 CDS5 的状态参数

CDS5 状态开始于堆芯熔融物熔穿堆腔底板,熔融物进入反应堆厂房底部。当事故进展到 CDS5 时,在反应堆厂房的底层已经积聚了大量来自冷却剂系统、慢化剂系统、端屏蔽系统、堆腔等系统排放的水,还有可能来自 ECC 系统的注入。堆芯熔融物进入反应堆厂房底部,将与积聚的水发生剧烈

的反应, 释放出大量蒸汽, 引起反应堆压力尖峰。

### 3 状态评价逻辑

根据第3节对不同堆芯损伤状态下的状态参数的分析, 可以总结出表4所列的堆芯损伤状态评价逻辑。

### 4 堆芯评价方法实施

严重事故下堆芯损伤状态的评价, 涉及到对冷却剂系统温度、压力信号, 慢化剂液位信号, 反应堆厂房压力信号等众多数据的收集、处理。一些信号特征的提取, 如压力尖峰特征, 上升、下降趋势特征, 需要对信号进行数学运算方可求得。通过分析, 可以归纳出表5所列几类信号处理要求。

严重事故的进展通常是缓慢的, 所以, 对信号的采样分辨率要求不会很高, 即使是反应堆厂房压力信号, 由于较大的反应堆厂房的容积, 压力变化速度也会被限制在秒级。但由于需要处理的信号数量较多, 为减轻事故情况下技术支持组(TSG)人员

的压力, 可考虑在智能化的事故管理软件中增加堆芯损伤状态评价模块, 负责跟踪堆芯状态。上述各种信号处理方法均可以通过计算机软件方便快捷的实现。由软件跟踪信号, 提取信号特征, 结合TSG人员的判断, 即可评价出堆芯损伤状态。在软件系统不可用的情况下, 需要TSG人员对信号进行记录, 描绘出信号曲线, 从而能判断提取信号特征如压力尖峰、上升与下降的转变等。

### 5 结论

堆芯损伤状态虽然无法直接观察测量, 但堆芯损伤的过程必然伴随堆芯温度和压力、慢化剂液位、反应堆厂房压力等信号的变化, 通过对这些信号的捕捉, 可以快速评价出堆芯损伤的状态。这种评价的方法不依赖对冷却剂、反应堆厂房地坑等流体的取样分析结果, 而是基于对在线数据的特征分析, 能快速判断堆芯损伤状态。本文论述的方法可以作为后续开展CANDU6机组堆芯损伤评价工作的技术基础。

表4 堆芯损伤状态评价逻辑

Table 4 CDS Assessment Logic

堆芯状态	状态参数	评价准则
CDS1	出口集管温度, 入口集管温度, 堆芯出口温度, 冷却剂系统压力, 慢化剂液位	冷却剂系统过冷度 $< 0$ AND 慢化剂液位 $> 6\ 884\ \text{mm}$
CDS2 - 通道开始裸露	出口集管温度, 入口集管温度, 堆芯出口温度, 冷却剂系统压力, 慢化剂液位	冷却剂系统过冷度 $< 0$ AND 慢化剂液位 $< 6\ 884\ \text{mm}$
CDS2 - 燃料通道解体	出口集管温度, 入口集管温度, 堆芯出口温度, 冷却剂系统压力, 慢化剂液位	冷却剂系统过冷度 $< 0$ AND 慢化剂液位 $< 5\ 884\ \text{mm}$ (宽量程)
CDS2 - 堆芯坍塌	慢化剂液位, 安全壳压力	慢化剂液位 $< 5\ 884\ \text{mm}$ (宽量程) AND 慢化剂液位波动 AND 安全壳压力出现尖峰
CDS3	安全壳压力, 慢化剂液位	堆芯状态已越过 CDS2 AND 慢化剂液位为零或失效 AND 安全壳压力停止上升或开始下降
CDS4	安全壳压力	堆芯状态已越过 CDS3 AND 安全壳压力上升并出现尖峰
CDS5	安全壳压力	堆芯状态已越过 CDS4 AND 安全壳压力出现尖峰

表5 信号处理

Table 5 Signal Processing

信号处理要求	应用及实现
信号合理性判断	判断信号是否有效, 去除不合理信号
通道间信号漂移检查	通过通道间信号的相互比对, 发现无效信号
信号滤波	消除信号噪声, 可通过简单的多点平滑算法实现
信号斜率	通过对采样信号的差分操作, 判断信号上升、下降趋势及绝对值大小
信号斜率极性	判断信号上升、下降的转折点
信号尖峰	可以通过信号斜率幅值结合信号斜率极性来进行判断

## 参考文献:

- [1] AECL Reactor Development Business Unit. CANDU 6 Program Team, CANDU 6 Technical Summary [R]. 2005.
- [2] NITHEANANDAN T, BROWN M J. Backup and Ultimate Heat Sinks in CANDU Reactors for Prolonged SBO Accidents [J], Nuclear Engineering and Technology, 2013, 45(5): 589-595.
- [3] PETOUKHOV S M, MATHEW P M. MAAP4-CANDU Analysis of a Generic CANDU 6 Station; Preliminary Results for a Large LOCA Scenario [R]. NRC ML031340679, 2003.
- [4] WAHBA N N, KIM Y T, LIE S G, et al. Consequence Analysis of Core Damage States following Severe Accidents for the CANDU Reactor Design [R]. OPG, 2003.
- [5] BLAHNIK C, KIM S, NIJHAWAN S M, et al. Modular Accident Analysis Program for CANDU Reactor [C]. Proceedings of 12<sup>th</sup> Annual Conference, Canadian Nuclear Society, Saskatoon, Saskatchewan, Canada, 1991: 9-12.
- [6] IAEA. Analysis of Severe Accidents in Pressurized Heavy Water Reactors [R]. IAEA-TECDOC-1594, VIENNA, 2008.
- [7] IAEA. Severe Accident Management Programs for Nuclear Power Plants [R]. IAEA Safety Guide No. NS-G-2.15, VIENNA, 2009.
- [8] ROBERT J L. Westinghouse Owners Group Core Damage Assessment Guidance [R]. WCAP-14696-A, Westinghouse Electric Company LLC, 1999.
- [9] WAHBA N N, KIM Y T, PETHERICK P M, et al. Timing of Core Damage States Following Severe Accidents for the CANDU Reactor Design [C]. 17<sup>th</sup> Annual Canadian Nuclear Society Conference, Fredericton, New Brunswick, 1996.
- [10] 佟立丽, 曹学武, 袁凯, 等. CANDU 堆核电厂全厂断电始发严重事故进程研究 [J]. 原子能科学技术, 2010, 44(11): 1361-1365.
- TONG Lili, CAO Xuewu, YUAN Kai, et al. Severe Accident Progression Analysis Induced by Station Blackout for CANDU Station [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2010, 44(11): 1361-1365.
- [11] 申森. CANDU 堆核电厂严重事故分析研究 [J]. 核动力工程, 2003, 24(6): 13-15, 69.
- SHEN Sen. Analysis and Study of Severe Accidents in CANDU Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Power Engineering, 2003, 24(6): 13-15, 69.

(责任编辑 张春文)

## 中国能建广东院核电科技创新成果简讯

《南方能源建设》主办单位中国能源建设集团广东省电力设计研究院有限公司(后简称中国能建广东院)一直致力于核电工程的勘察设计,是全国最早获得甲级设计资格、最早获得核电设计资格的单位之一,在国内最早从事百万千瓦核电站可行性研究,探索核电自主设计,目前拥有一支技术力量雄厚的核电设计队伍,进行过大型商用核电站的厂址选择、可行性研究、核电常规岛设计及BOP设计等工作,在1000MW核电机组常规岛设计、EPR1750三代核电机组常规岛设计和AP1000三代核电机组常规岛设计咨询上积累了丰富的经验。

2015年度,中国能建广东院在核电科技创新上硕果累累,共计取得1项国家级设计金奖,5项省部级及以上优秀工程设计奖、咨询奖及科技进步奖。其中,“岭澳核电站一期工程”获第十四届全国优秀工程勘察设计奖金奖,“核电厂非均质、非硬质岩地基勘察和抗震适应性研究”获2015年中国核能行业协会科学技术奖二等奖,“核电厂常规岛设计规范及技术研究”获2015年广东省土木建筑学会科学技术奖一等奖,“台山核电一期送出500kV输变电工程测量”获2015年度核工业部级优秀工程勘察奖二等奖,“广东陆丰核电厂6×1250MW机组输电规划设计”和“中电投广东湛江核电项目初步可行性研究阶段岩土工程勘测”获2015年度核工业部级优秀工程咨询成果奖三等奖。

(《南方能源建设》编辑部)