

龙门核电站复合式灾难下断然处置的有效性分析

钟晓龙^{1,2}, 郑捷庆^{1*}, 邓治东², 王德全^{2,3}, 康哲诚⁴

(1.福建省清洁燃烧与能源高效利用工程技术研究中心(集美大学),福建 厦门 361021;2.台湾中原大学热流分析研究室,台湾 中坜 320;3.台湾核能研究所,台湾 桃园 325;4.台电公司核能安全处,台湾 台北 106)

摘要: 2011 年日本的“311”地震与海啸复合式灾难,造成福岛一厂发生全厂断电事故,安全冷却系统与电力系统失效,最终导致放射性物质外释,给日本及周边各国带来深远影响,核能电厂安全再次引起全球关注.目前中国大陆采用技术较为成熟的压水堆,国内外许多学者和科研机构对其进行了深入研究,形成了较为完整的安全性分析.而台湾地区核一厂与核二厂均采用沸水堆,兴建中的龙门电厂采用进步型沸水堆,是福岛事故中反应堆的改进型,加之地理上又处于台风地震多发区,对其进行复合型灾难下救援措施有效性的分析是一份非常重要的工作.采用美国 FAI 公司研发的严重核事故分析程序 MAAP5,以复合式灾难为背景,针对龙门电厂机组断然处置(URGs)措施进行有效性分析.研究结果表明,当发生超过设计基准的复合型灾难时,紧急操作规程(emergency operator procedures, EOPs)已经不能应对,需迅速采用 URGs 措施.生水或消防水的灵敏度为 567.75 L/min,在此流量之上即可维持最高燃料包壳温度小于 1 088.6 K,使电厂进入相对安全的境况.

关键词: 龙门电厂;核电安全;MAAP5;断然处置

中图分类号: TM 623.8

文献标志码: A

文章编号: 0438-0479(2014)02-0176-06

国际社会对核能电厂安全性的研究由来已久,1957 年 7 月成立了国际原子能机构(IAEA),对核能电厂的运作提出一系列规范.根据 IAEA 于 2006 年最新发表的报告^[1],将核能电厂的运转分为了 4 大类,包括正常运行、瞬态、事故与严重事故,并规定各成员国对以上的各状态均需备有相应规程,确保紧急情况下电厂的安全性与完整性.Ferng 等^[2]针对台湾龙门电厂的先进沸水堆进行了假设事故的模拟分析.其基本假设前提包括:丧失汽机驱动饲水泵、发生预期瞬态未急停及发生冷却水流失.通过对加入紧急操作规程(emergency operator procedures, EOPs)及未加入 EOPs 的机组参数比较,发现 EOPs 可以有效降低事故的严重性.Liang 等^[3]在日本福岛事件之后首次根据台电公司的断然处置(ultimate response guidelines, URGs)计划,应用 RELAP5-3D 软件模拟

其可靠性.研究发现,为防止最高燃料包壳温度高于 1 088.6 K,核电三厂的最低注水量为 2 271 L/min.台湾中原大学邓治东教授等^[4]研究了龙门电厂在全厂断电事故时的辐射剂量,结果表明在反应炉炉心熔毁初期,分裂产物将以气体、悬浮物、沉积物 3 种形式存在.熔融物质落入下干井后与混凝土发生反应,产生许多不凝结气体.一旦过压保护系统开启,分裂产物就会外释到大气中.台湾原子能委员会的王德全博士等^[5-6]对目前主流核能电厂热流分析软件的结果进行了对比,发现在选定的丧失所有冷却水事故下,包括炉心熔毁、熔融物质发生重置和反应炉失效等重要现象是一致的,只有氢气的产生量略有不同,MAAP4 的泄压早于 MAAP5,所以其氢气产生量少于 MAAP5. MAAP5 作为美国 FAI 公司开发的核安分析软件^[7],新增加了沸水堆和压水堆一维核动力模型、压水堆反应炉的点动力模型、压水堆反应炉图示档及剂量计算 4 个部分,为核能电厂制订安全规程提供了更精准的依据.

在龙门电厂即将投入运行之际,日本福岛事故给台湾地区人民带来极大忧虑.台湾电力公司于国际核能界首次提出机组 URGs 的概念.一方面集合人力物力积极建立电厂 URGs 规程,另一方面资助高校开展其救援措施有效性的分析.基于此背景下,本文主要开

收稿日期:2013-06-05

基金项目:福建省科技计划重点项目(2012H0031);福建省科技厅高校专项(JK2011028);台湾科学委员会项目(NSC 102-3113-P-033-001);厦门市经发局重点产学研项目(201304220001)

* 通信作者:zhjieqing@126.com

展了以下两方面的研究:

1) 发生复合型灾难引起全厂断电事故时, 加入现有的 UGRs 规程, 探究电厂各项参数变化, 力求从整体的角度分析整个事件的发生序列。

2) 通过冷却水量的灵敏度和反应时间的灵敏度分析, 获得灾难发生时, 确保燃料包壳最高温度不超过 1 088.6 K 的最低流量或最低流量区间。

不管是压水堆还是沸水堆都属于轻水堆, 采用低浓铀燃料。大陆地区现多为压水堆, 对沸水堆研究较少, 所以周围国家或地区发生事故时往往处于被动状态。通过以上工作, 以期对 2014 年运行的龙门电厂有实质性贡献, 更希望对大陆核能电厂安全提供些许借鉴。

1 龙门电厂安全运转书

针对电力短缺的情况, 台湾原子能委员会与核研所谨慎评估后, 决定在新北市贡寮区建立龙门电厂, 目前其配备的安全运转书主要为以下三方面。

1.1 EOPs

龙门核能电厂 EOPs 为台电公司委托美国通用公司协助制定而成。当电厂系统运转时, 若发生突发故障或处于紧急情况下, EOPs 可指导技术人员采取适当措施, 防止炉心熔毁, 围阻体失效, 将电厂引入到安全稳定状态。其可以细分为反应炉炉心水位及压力控制、预期瞬态未急停下的控制、一次围阻体完整性控制和二次围阻体控制等。

1.2 反应堆严重事故管理指引

严重事故指的是反应炉炉心已经损坏的事故, 若不及时采取措施, 会导致炉心熔毁、反应炉压力槽及围阻体失效, 最终分裂产物会释放到大气环境中。此时需制定出 EOPs 的后续运转规范: 严重事故管理指引 (severe accident management guidelines, SAMGs), 分为反应炉压力槽与一次围阻体灌水策略 (SAG-1) 和围阻体与放射性物质释放管制 (SAG-2) 两大部分。

1.3 机组 UGRs 程序指引

EOPs 和 SAMGs 都是现行设计基准之内的应对措施, 如果发生类似“311”状况的复合式灾难, 龙门电厂现行的规程已经不能确保机组安全停机。在时间上, 复合式灾难具有紧迫性, 从事故发生到恶化, 炉心隔离冷却系统 (reactor core isolation cooling, RCIC) 可利用的有效时间无法预估。在空间上, 复合式灾难具有广延性, 其造成的影响不仅局限于对围阻体完整性的

冲击, 而是对整个系统的冲击, 因此加大了应对难度。为防止福岛事件重演, 台电公司根据电厂内外资源与多重防御的精进改善而制定出 UGRs^[8], 并预先规划好后备水源、电源及长期冷却复原备案。

1.3.1 机组 UGRs 流程

机组 UGRs 流程如图 1 所示, 当电厂满足图示 3 项条件之一时, UGRs 就应该及时启动, 并向紧执会主任报告, 经同意后迅速执行下一指令。

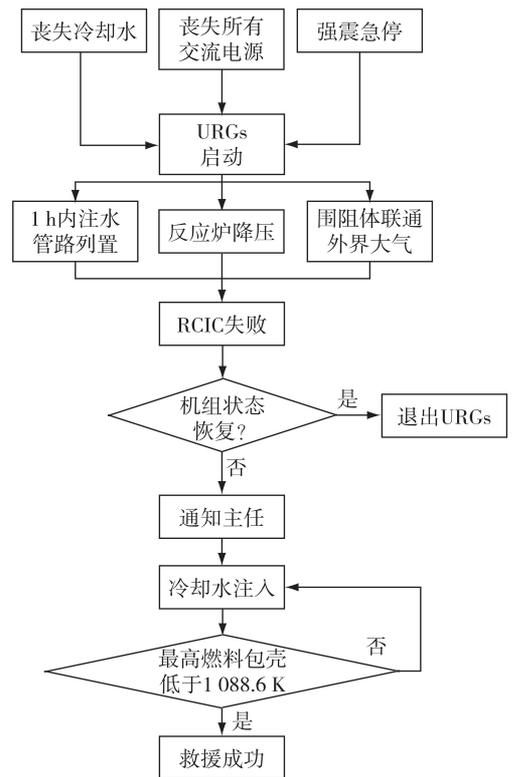
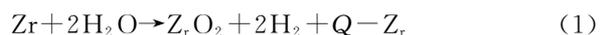


图 1 机组 UGRs 流程图
Fig. 1 Unit UGRs flowchart

这些动作都是在确认短时间内无法恢复紧急冷却系统的情况下, 将厂内外中生水池和消防水等不纯净水注入炉心, 最终可能导致反应炉无法使用。对比福岛事故, UGRs 的最终策略为宁可废掉电厂, 也绝不能使辐射物质泄漏到外界环境造成伤害。

1.3.2 最低流量分析

在 UGRs 的实际操作中, 有许多地方需要不断完善, 其中一项重要的工作就是冷却水流量分析。炉心燃料包壳在冷却水不足的情况下温度会迅速上升。除去炉心燃料不断衰变产生的热量外, 还有锆水反应产生的热能 (Q), 其反应方程式如下:



当燃料包壳超过 1 088.6 K 时, 锆水反应产生的热

量将不可忽视,同时随着反应中氢气的累积,可能产生氢爆,对围阻体的完整性构成威胁,所以在电厂规程的制订中,把维持燃料包壳温度不超过1 088.6 K的流量定义为最低流量.用 MAAP5 模拟 URGs 有效性时,将以不同注水量注入,以期找到最低流量或最低流量的区间范围.

2 复合式灾难下无 URGs 的分析

2.1 事故设定

复合式灾难是地震与海啸共同作用的结果,本文基于福岛事件做以下假设:

- 1) 地震发生初期,厂外电源因供电塔倒塌、开关场断路器受损和电力线接地故障等不同原因而丧失.厂内紧急柴油发电机因系统故障跳脱,无法重新启动.
- 2) 当炉心水位到达 L2 时,RCIC 开始动作.
- 3) 20 min 后第 1 波大海啸来袭,RCIC 失效,之后无任何消防水或生水池水源注入.

本文以 MAAP5 模拟事故发生后 48 h 的状况,即设定开始时间为 0 s,结束时间为172 800 s.

2.2 事故分析

事故初始,电厂内外所有交流电源丧失,主蒸汽隔离阀自动关闭,反应炉发出急停讯号,饲水泵及反应炉内循环泵自动跳脱.

4.2 s 时,反应炉急停如图 2(a) 所示炉心功率迅速降至衰变热功率,其值约为原功率的 2.9%.50 s 左右,炉心水位高度到达第 2 阶,自动触发 RCIC 的开启信号,注水阀全开,由冷凝水储存槽取水全流量补充到反应炉,使水位维持在 L3(13.071 m)~L8(13.889 m)之间,如图 2(b) 所示.

整个过程中,紧急炉心冷却系统因交流电源丧失无法启动高压炉心灌水和低压炉心灌水系统.20 min 后海啸来袭,RCIC 被淹没也完全丧失补水功能,注水量下降至 0.但炉心中衰变不断进行,放出大量衰变热,所以水位迅速降低,于6 400 s 时炉心裸露.

反应炉压力方面,因主蒸汽隔离阀的关闭导致压力迅速上升.当压力到达设定点 7.92 MPa 时,安全释压阀(safety relief valve, SRV)开启进行释压.反应炉内高压蒸汽经 SRV 排入抑压池,主系统压力在 SRV 设定点上下起伏,呈现震荡的趋势.20 827 s 时,反应炉底部熔融物质量达到峰值,伴随着主系统压力也到达最高,如图 3 所示.

9 710 s 时,最高燃料包壳温度达到1 088.6 K,如

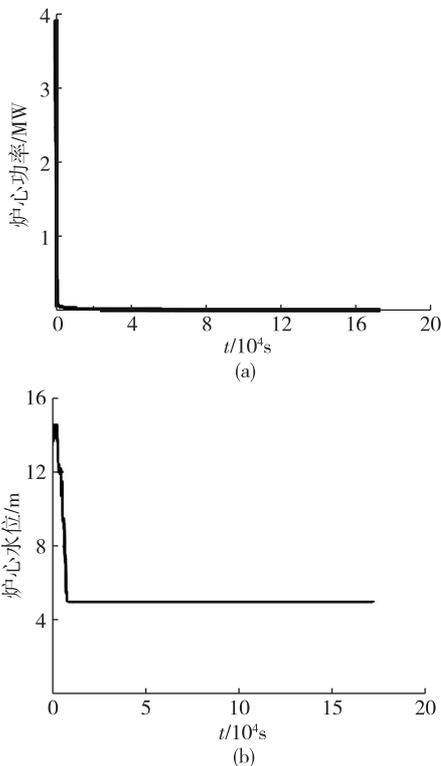


图 2 反应炉炉心功率响应(a)及水位响应(b)
Fig. 2 Core power response(a) and core water level response

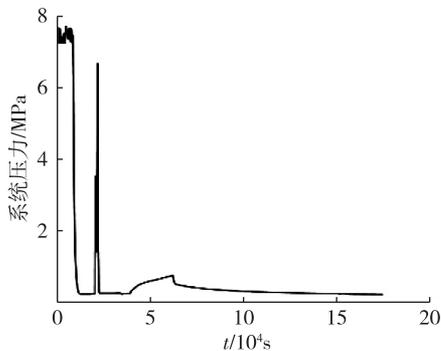


图 3 反应炉主系统压力响应
Fig. 3 RPV pressure response

图 4 所示,这是反应炉安全与否的一个重要转折点.根据龙门电厂设计标准,当最高燃料包壳温度超过 1 088.6 K 时,锆水反应会异常剧烈,放出大量热能与氢气.33 128 s 时,熔渣熔穿反应炉造成反应炉失效并落入下干井,如图 5 所示.熔渣同围阻体底部的水泥接触后发生化学反应并释放出大量能量、蒸汽及一氧化碳等不可凝结气体,使得上下干井区压力温度逐渐升高.

61 000 s 时,抑压池区气体压力到达压力自动爆

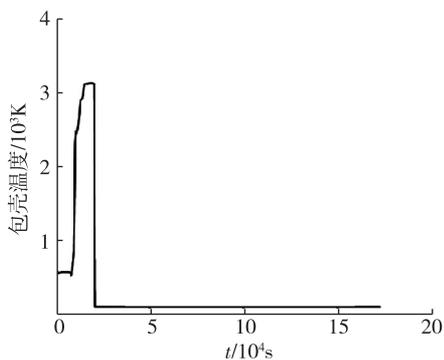


图 4 最高燃料包壳温度响应

Fig. 4 Peak cladding temperature response

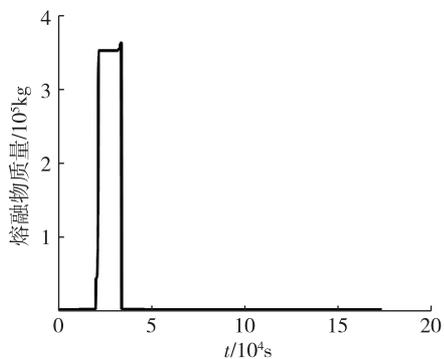


图 5 反应炉底部熔融物质量响应

Fig. 5 Debris mass response

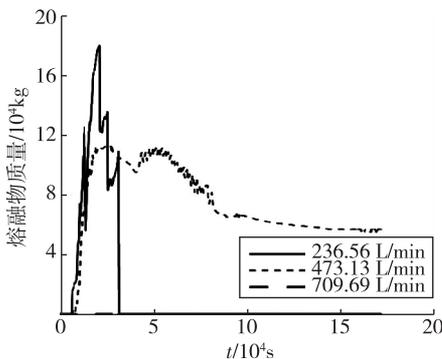


图 6 反应炉炉心熔融物质量响应

Fig. 6 Melted core mass response

破系统(COPS)设定的 0.72 MPa, 爆破盘自动开启进行排气动作, 围阻体失效, 反应过程中分裂产物释放到二次围阻体. 短暂时间之后, 排放到外界大气.

3 复合式灾难下加入 URGs 的分析

3.1 事故设定

基本前提同 2.1, 不同之处为当 RCIC 跳脱后, 工作人员按照 URGs 的指引进行后续动作.

台湾电力公司经过多次演练, 发现从管路准备到布置完成最快时间为 1 h, 所以冷却水的灵敏度分析设定为急停后 1 h 开始注水. 生水池管路的额定流量为 946.25 L/min, 考虑到灾难中的不确定因素, 将分别以 75%、50% 及 25% 的额定流量进行分析.

3.2 生水池流量分析

与无 URGs 时相同, 前期都会出现以下重要现象:

1) 4.2 s 反应炉急停, 炉心功率迅速降至衰变功率.

2) 50 s 时反应炉炉心水位下降至 L2, RCIC 启动补水. 20 min 后海啸来袭, RCIC 汽机跳脱.

3) 高压炉心灌水系统和低压炉心灌水系统无法启动, 流量一直维持于 0.

3 600 s 时 2~6 号安全释压阀开启进行泄压, 反应炉压力迅速从 7.17 MPa 下降到 0.18 MPa. 生水池注水量为 236.56 L/min 情况下分别于 22 216, 26 421 及 32 423 s 压力出现较大幅度上升. 参照图 6 的反应炉炉心熔融物质量可以发现, 在这 3 个时间基准左右, 熔融物质量均处于极大值位置, 落入反应炉底部后淬冷升压幅度较大.

随着生水池注水量的增加, COPS 开启时间出现依次推后的趋势. 当以额定注水量 946.25 L/min 注水时, COPS 在 85 000 s 时才会开启, 相较于 25% 额定功率延迟近 10 000 s.

RCIC 失效后救援人员迅速进行管路布置, 在 3 600 s 之前无任何水源, 炉心水位均迅速下降, 如图 7 所示. 1 h 后管路连接成功, 冷却水注入. 946.25 L/min 注水量时, 炉心较快恢复到安全水位, 473.13 L/min 和 709.69 L/min 注水量时水位虽然上升缓慢, 但至 141 692 s 时亦可到达安全水位. 以 236.56 L/min 注水量时, 水量增加缓慢, 不足以弥补衰变热蒸发的水量, 30 022 s 时反应炉底板已经被熔穿.

14 000 s 时, 236.56 L/min 注水量的燃料包壳温度陡增到 3 000 K, 锆水反应剧烈, 氢气产生量此时达到最大值. 在其余的注水量下, 最高温度均无超过 1 088.6 K, 维持在较为稳定状态, 如图 8 所示.

在整个一次围阻体内部, 垂直逸气管连通着各流道, 所以上下干井和湿井区各参数出现相似趋势. 下干井区压力如图 9 所示, 当 COPS 开启后, 整个下干井的压力迅速降低.

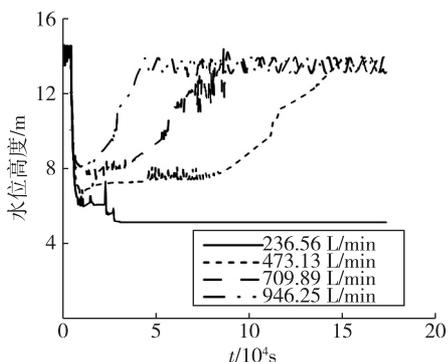


图 7 反应炉炉心水位高度响应
Fig. 7 Core water level response

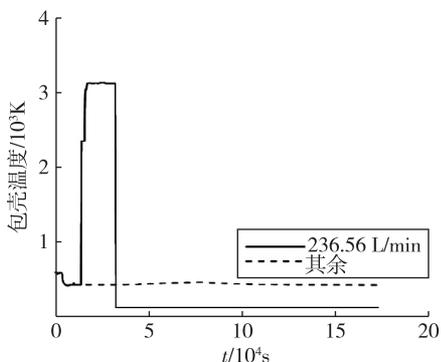


图 8 最高燃料包壳温度响应
Fig. 8 Peak cladding temperature response

至模拟结束时,236.56 L/min 注水量的反应炉完全失效,473.13 L/min 注水量的炉心发生部分熔融,但水位缓步恢复到安全水位.709.69 L/min 注水量下惰性气体少量外释,但整个机组处于安全状态,额定注水量下机组无任何危险情况产生.

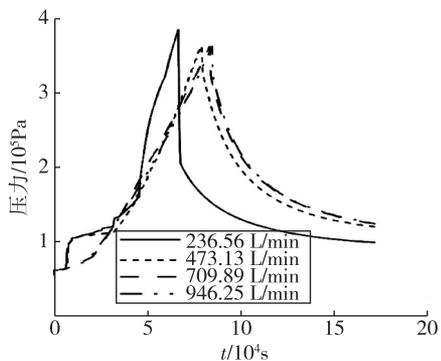


图 9 下干井区压力图
Fig. 9 Low dry well pressure

3.3 实际操作中的问题

以上的结果为电厂安全提供了重要数据,但在实

际 URGs 规划过程中仍有问题亟待解决.

1) 生水结构及管路布置问题.生水在紧急情况下可为电厂提供后备水源,但设计建造时耐震强度是否足够需要重新检查.否则发生强震时生水池破裂可能导致蓄水流失.管路方面,其储存位置的优化也是一项重要工作.

2) 人员配置问题.灾害发生后,除由路面与空中进行救援外,海上舰船亦可列入救援参考.对厂外陆海空相关支援的整合、协调和指挥等事宜,需提前给予规划,以便可以充分发挥功能.

3) 龙门电厂现行的应变指引需参考国外同行的改进方式(如通用公司的 BWROG),将 EOPs 和 SAMGs 延伸到 URGs.

4 结 论

本文运用 MAAP5 软件,针对复合式灾难所引起的全厂断电事故,模拟了龙门电厂 URGs 的有效性,并对机组的重要参数做了分析.

在此事故中,如果没有规划 URGs 就会陷入无预警的混乱:炉心很快熔毁,反应炉和围阻体失效,最终放射性物质外释到大气中,对自然界和人体产生严重影响.

全厂断电事故发生后依循 URGs 以生水池额定流量补水的情况下,炉心有过短时间裸露,但并无熔毁,机组可进入到安全的境况.473.13 L/min 注水量时炉心水位可以恢复,但锆水反应产生大量氢气,有氢爆的可能性.根据反复模拟运行,维持包壳温度低于 1088.6 K 的临界注水量为 567.75 L/min,处于 50%~75% 额定流量之间.在实际操作过程中只要处理好细节问题,加强演习,就能够为龙门电厂的安全运行提供实质性帮助.

致谢 对台湾中原大学热流分析实验室和台电公司对本论文技术帮助表示衷心感谢.

参考文献:

[1] International Nuclear Safety Advisor Group. Development and review of plant specific emergency operating procedures[R]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2006.
 [2] Ferng Y M, Liu Y T, Shinh C. Investigating the execution of EOPs in LOTDFP + ATWS + LOCA scenarios for an ABWR using MAAP code[J]. Nuclear Engineering and Design, 2010, 240(1): 198-203.
 [3] Liang K S, Chiang S C, Hsu Y F, et al. The ultimate emer-

gency measures to secure a NPP under an accidental condition with no designed power or water supply [J]. Nuclear Engineering and Design, 2012, 253: 259-268.

[4] Wang T C, Teng J T. Study station blackout accident and radiation dose for advanced boiling water reactor [R]. Taiwan: Institute of Nuclear Energy Research, 2012.

[5] Wang T C. Comparison of severe accident results by using MAAP5 and MAAP4 codes [R]. Xi'an: Xi'an Jiaotong University, 2010.

[6] Wang T C, Wang S J, Teng J T. Comparison of severe accident results among SCDAP/RELAP5, MAAP and MELOR codes [J]. Nuclear Technology, 2005, 150: 145-152.

[7] Fsuks & Associates Inc. Modular accident analysis program, MAAP user's manual [R]. America: FAI, 2008.

[8] 康哲诚. 断然处置安全注水作法与最低流量分析 [J]. 台核电能月刊, 2012(3): 71-80.

Analysis of Ultimate Response Guidelines for Longmen Nuclear Power Plant to Cope with Postulated Compound Accident

ZHONG Xiao-long^{1,2}, ZHENG Jie-qing^{1*}, DENG Zhi-dong²,

WANG De-quan^{2,3}, KANG Zhe-cheng⁴

(1. Cleaning Combustion and Energy Utilization Research Center of Fujian Province (Jimei University), Xiamen 361021, China; 2. Chung Yuan Christian University, Zhongli 320, China; 3. Institute of Nuclear Energy Research, Taoyuan 325, China; 4. Department of Nuclear Safety, Taipei 106, China)

Abstract: After the "311" compound accident which was caused by the nature disaster of a combination of seismic and tsunami events occurred in Fukushima, Japan, concerns on nuclear security have been raised once again. China mainland has adopted the relatively mature technology which is used in the pressurized water reactor. Many scholars and research institutions carry on deep-going studies to form complete safety analyses. Compared to China mainland, most of nuclear power plants in Taiwan district, which possess the boiling water reactor, are the advanced version of Fukushima nuclear power plant (NPP). What's more, Taiwan district is located in earthquake-prone area. As a result, Ultimate response guidelines for Longmen NPP is developed by Taiwan power company to deal with the compound accident. This paper provides highlight of the features of URGs and validates its effectiveness in the postulated compound accident using MAAP5. The simulation also demonstrates that at least 567.75 L/min cooling water is needed if the peak cladding temperature maintains below 1 088.6 K.

Key words: Longmen nuclear power plant; nuclear power plant safety; MAAP5; ultimate response guidelines