

49-2 游泳池式反应堆超设计基准事故的 筛选与分析

张亚东, 郭 玥, 吴园园, 邹 耀

(中国原子能科学研究院 反应堆工程研究设计所, 北京 102413)

摘要: 为保证 49-2 游泳池式反应堆在超寿期下的安全运行, 需进行超设计基准事故分析。由于难以采用概率安全评价(PSA)方法进行分析, 所以本文无条件假设最严重事故来得到一保守结果。主要分析了全厂断电下未能紧急停堆的预期瞬变(ATWS)、水平孔道断裂和停堆后堆芯完全裸露的事故, 以及应急能力。结果表明: 在全厂断电 ATWS 下堆芯是安全的; 水平孔道断裂及其他因素造成失水时, 只要 2.5 h 内堆芯不裸露即可保证燃料元件不熔化; 非能动破坏虹吸能力和多样的应急补水方式能保证堆芯不裸露。

关键词: 49-2 游泳池式反应堆; 超设计基准事故; 未能紧急停堆的预期瞬变; 堆芯完全裸露

中图分类号: TL364

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2015)08-1405-05

doi: 10.7538/yzk.2015.49.08.1405

Screening and Analysis of Beyond Design Basis Accident of 49-2 SPR

ZHANG Ya-dong, GUO Yue, WU Yuan-yuan, ZOU Yao

(China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275-54, Beijing 102413, China)

Abstract: The beyond design basis accident was analyzed to ensure safe operation of 49-2 Swimming Pool Reactor (SPR) after design life. Because it's difficult to use PSA method, the unconditional assumed severe accidents were adopted to obtain a conservative result. The main conclusions were obtained by analyzing anticipated transients without scram in station blackout (SBO ATWS), horizontal channel rupture, core uncovering after shutdown and emergency response capacity. The results show that the core is safe in SBO ATWS, and the fuel elements will not melt as long as the core are not exposed in 2.5 h in loss of coolant accident caused by horizontal channel rupture and other factors. The passive siphon breaker function and various ways of emergency core makeup can ensure that the core is not exposed.

Key words: 49-2 Swimming Pool Reactor; beyond design basis accident; anticipated transients without scram; core uncovering

福岛事故使人们更加关注超设计基准事故。当前研究堆的设计基准事故均通过设计和运行管理得到了预防,但对超设计基准事故由于设防的高成本而仅能做到有限的管理预防。49-2 游泳池式反应堆(简称 49-2 堆)仅在 2012 年安全再审查时进行过全厂断电下未能紧急停堆预期瞬变(ATWS)的超设计基准事故分析。超设计基准事故的筛选与分析对评估 49-2 堆的安全特性和确定寿期非常有意义。本文筛选并分析全厂断电 ATWS、水平孔道断裂、堆芯完全裸露等几个典型的超设计基准事故,得到保守的分析结果,并对 49-2 堆的应急能力进行评价。

1 49-2 堆超设计基准事故的筛选

对于 49-2 堆,筛选超设计基准事故与核电厂有区别。对核电厂来说一般将能造成堆芯熔化的事故,或将设计基准未考虑的多重故障,或超设计的外部事件引起堆芯恶化等事故界定成超设计基准事故。49-2 堆在运行中随着安全分析技术的发展、运行事件经验和行业法规的逐步规范进行了较全面的安全分析。这些安全分析是参考其他堆的经验,在已发生或预判有可能发生的事件的基础上,进行归类整理、定量分析,即为设计基准事故^[1]。由于 49-2 堆本身的固有安全性,超出设计基准的事故并不意味着堆芯会破损。由于 49-2 堆建堆时还没有设备分级概念,系统和设备未进行符合目前标准的评定^[1],很难用概率安全评价(PSA)的方法来分析,所以目前难以参照核电厂概率安全评价方法对 49-2 堆进行多重故障分析。核电厂采用基于现实的或最佳估算的假设、方法和分析准则,而不必运用确定和评价设计基准事故时所采用的保守的工程方法来确定严重事故序列。而 49-2 堆固有安全特性好,可采取保守方法,即无条件假设最严重事故,如全场断电情况下 ATWS 或堆水池完全失水,然后分析这种无条件假设的最严重事故,得出一保守结果。

2 全厂断电 ATWS 的分析

2.1 概述

49-2 堆在满功率运行时全厂断电,应急冷

却泵不能自启动,主泵失电并在惰转完成后马上转入流动逆转,建立自然循环冷却堆芯。同时,在 ATWS 情况下反应堆不能依靠控制棒下插停堆,只能通过燃料和冷却剂温度升高所引入的负反应性来降低堆功率,且随温度的升高,引入的负反应性使反应堆停闭,并使反应堆最终保持在次临界状态。用 RELAP5 计算全厂断电 ATWS 超设计基准事故下反应堆的临界和堆芯温度^[2]。衰变热取 ANS73 标准的 120%,冷却剂初始温度为 314.15 K,验收准则是:反应堆能停堆,燃料元件表面温度不超过熔化温度 923.15 K,燃料元件芯体温度不超过熔化温度 924.15 K(取铀的熔点)。

2.2 计算模型及结果分析

对 49-2 堆一回路系统进行节块划分(图 1),能准确描述一回路的热工水力特性。

在失去外电源 17 s 时,温度效应所引入的负反应性达最大值,反应堆功率持续下降(图 2)。热通道燃料元件的表面温度和芯体的温度分别在 10 s 和 8 s 达到了最大,分别为 407.54 K 和 437.92 K^[3],燃料元件不会熔化,热量能导出,堆芯是安全的,之后燃料元件表面温度和芯体温度持续下降(图 3)。整个事故过程中堆水池作为热阱是足够的。所以,只要堆芯不失水,即使在全厂断电 ATWS 事故下 49-2 堆的堆芯也是安全的,即对 49-2 堆来说堆芯不失水非常重要。

3 水平孔道断裂时的堆芯安全分析

假设外部因素引起水平孔道在水池内部切断断裂,水平孔道闸门处于全关闭状态,此时池水将通过闸阀与闸门间 1 mm 的间隙向外泄漏。池水降至水平孔道下标高处将不再降低。计算得到从游泳池正常水位 7.15 m 降至燃料元件顶部时所需的时间为 57.2 h,降至水平孔道下沿时所需的时间为 73.2 h^[4],有足够的时间采取补水和堵漏措施,尽量避免堆芯裸露。

令停堆前功率为 3 500 kW,全堆 43 盒元件共 671 根,根据 ANS 标准,49-2 堆长期运行后,停堆时间 $t=57.2$ h 和 $t=73.16$ h 的剩余发热为停堆前功率的 4.32×10^{-3} 及 4.163×10^{-3} ,即平均每根元件棒的剩余发热功率分别为 22.53 W 及 21.71 W。当水池水位降至堆

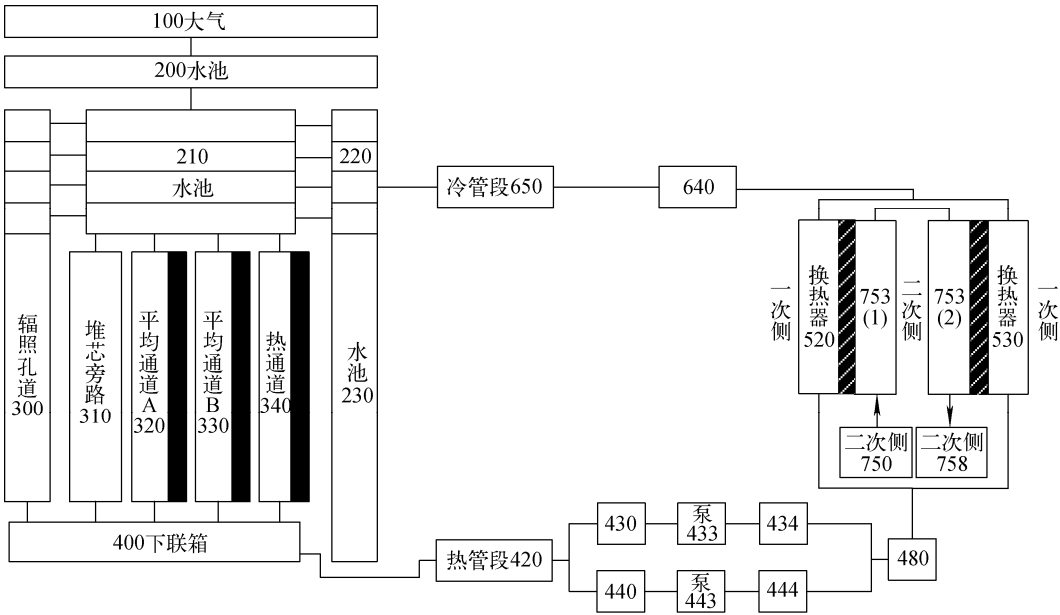


图 1 49-2 堆系统节块图
Fig. 1 System nodalization of 49-2 SPR

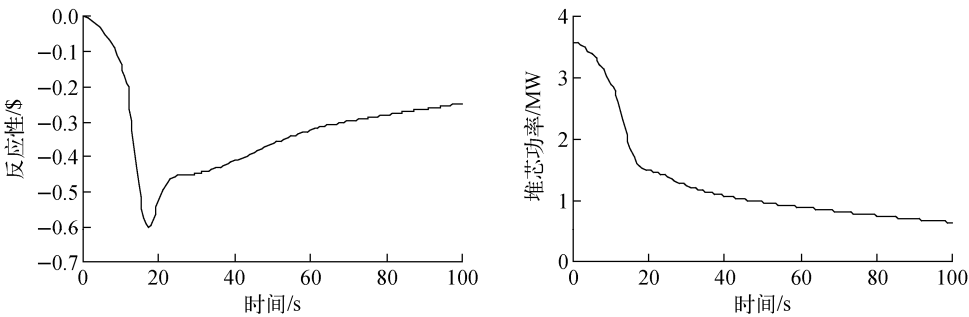


图 2 反应性和堆芯功率随时间的变化
Fig. 2 Reactivity and core power vs. time

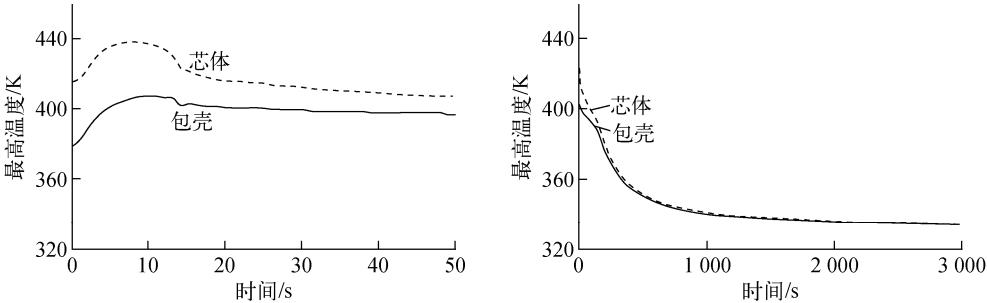


图 3 燃料包壳和芯体最高温度随时间的变化
Fig. 3 Maxium temperatures of fuel cladding and pellet vs. time

芯顶部时自然循环流动停止,剩余发热的一部分靠堆容器内自然对流将堆芯容器中的水逐渐加热,另一部分通过自由液面上的蒸发传至上部空间。当堆芯中的水加热到 100 ℃ 时,发生饱和式沸腾,剩余发热均用来产生蒸汽,蒸汽扩散到堆芯上部空间,即此时以汽化潜热的方式

带走元件的剩余释热。保守的假定当水位降至元件顶部时,堆芯容器中的水加热至 100 ℃。

当水位降至元件顶端时,其元件包壳和铀芯最高温度分别为 103.8 ℃ 和 103.9 ℃,失水速度约 300 kg/h。堆芯水位降至水平孔道下沿时,水位不再降低,这时元件有 0.2 m 插入水中,有 0.3 m 裸露在空气中。插入水中的 0.2 m 元件仍靠池式饱和和沸腾传热产生蒸汽,而裸露的 0.3 m 元件的剩余发热一部分通过铀芯和铝包壳向浸入水中部分元件热传导传热,另一部分是元件裸露部分向周围空气散热。堆芯裸露后元件最高温度在顶部,与元件裸露长度平方呈正比。裸露部分铀芯与元件包壳表面温差约 0.1 ℃。裸露的铀芯顶部温度为 392.7 ℃^[4],较水位降至元件顶端时高,但也不至于使燃料熔化。

4 堆芯完全裸露的安全分析

4.1 剩余释热计算

用 ORIGIN2 程序计算了 49-2 堆的剩余释热。初始条件和保守假设如下。

- 1) 堆芯按最大装载,即 44 盒燃料组件计算,共计 690 根燃料棒,计算初始均为新料。
- 2) 运行功率为额定功率 3.5 MW。
- 3) 炉料的运行方式是:满功率运行 300 d、停堆 30 d、满功率运行 60 d、停堆 30 d、满功率运行 40 d。满功率运行总释热不变时中间停堆时间越短,停堆前连续运行的时间越长,剩余释热就越大。49-2 堆满功率运行约 33 d 时需停堆换料,所以此计算剩余释热的条件是保守的。
- 4) 计算终止的燃耗为 30%,与 49-2 堆的实际平均燃耗约 20%相比,由于裂变产物的增多,剩余释热是保守的。

4.2 燃料元件温度计算

在有内热源情况下,忽略燃料元件轴向和周向导热,铀芯中心温度为:

$$T_o = T_a + \frac{q_l}{\pi} \left[\frac{1}{4k_u} + \frac{\ln(R_o/R_l)}{2k_c} + \frac{1}{2R_o h} \right]$$

式中: T_a 为空气温度; q_l 为线功率密度; k_u 为铀芯芯体热导率; k_c 为包壳热导率。

堆芯完全裸露后芯体所能达到的温度与停堆至堆芯完全裸露之间时间间隔有关,停堆至堆芯完全裸露之间时间间隔越长,芯体所能达

到的最高温度越大(图 4)。

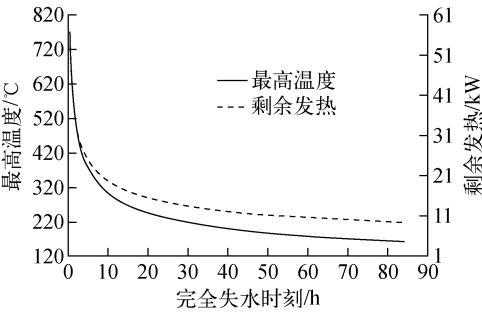


图 4 芯体最高温度和剩余发热曲线
Fig. 4 Maxium temperature of fuel pellet and residual heat curve

在很保守的剩余释热计算下,只要长时间满功率运行停堆后 2.5 h 内堆芯不裸露即可保证燃料元件不熔化。即对于 49-2 堆,关键是保证停堆后 2.5 h 内堆芯不能裸露。

5 管道断裂及水池失水情况下的应急补水能力

5.1 49-2 堆抗震能力

- 49-2 堆主体的抗震情况^[5-6]如下:
- 1) 49-2 堆主厂房和实验室部分厂房在 8 级地震烈度下是安全的。主厂房下部混凝土厚墙刚性很大,其变形可忽略。上部框架结构的变形是允许的,钢筋混凝土构件均满足强度要求是安全的。

2) 游泳池本体刚性很大,8 度地震引起的应力可忽略不计;

3) 8 度地震下堆内主要部件如堆芯支承结构、热柱端部、主回路系统管道均是安全的。

为更好地保证强地震情况下堆水池不失水,游泳池堆封堵了堆水池特排管线及水平孔道闸阀与闸门之间的缝隙。

5.2 非能动破坏虹吸能力

49-2 堆池底与地面平齐,池顶标高为 7.88 m。为了防止一次水管道断裂引起游泳池的大量失水,一次水的进水管和出水管均在 6.9 m 高度绕了一“几”字型,但这又带来了在一次水管道断裂时需破坏虹吸的问题。因一次水出水管是从堆芯下联箱抽水,所以尤其是一次水出水管道的虹吸破坏对 49-2 堆尤为重要。一次

水进水管的进水口在游泳池内较高位置,进水管断裂不会导致堆芯裸露。49-2 堆在建堆时就分别在一次水进出水管道的最高处设有破坏虹吸阀门,但这两个阀门为手动阀门,需操作人员手动打开。在特殊情况下,如堆顶厂房发生坍塌,有可能致使破坏虹吸阀门无法手动打开,或堆顶大厅内有很高的放射性剂量时,工作人员也无法进入堆顶大厅打开破坏虹吸阀。为此,49-2 堆需增加非能动的破坏一次水虹吸的能力。

2013 年 10 月完成了一次水出水管道的非能动破坏虹吸的施工及验证。一次水出水管道的非能动破坏虹吸孔在 6.5 m 位置,孔径为 16 mm。验证表明,一次水系统运行正常时流经虹吸破坏孔的流量占一次水总流量的 0.18%,不影响反应堆正常运行时堆芯冷却,同时在一次水出水管道断裂时能实现非能动破坏虹吸能力。

5.3 应急补水能力

49-2 堆在堆水池失水时有以下方式向游泳池补水^[1]:1) 补水箱的正常补水(失电情况下可通过手动阀向堆水池补水);2) 由二次水向游泳池补水(失去外电源时无效);3) 堆顶大厅的消防水龙头补水;4) 厂房内、外消防栓向游泳池补水;5) 消防车向游泳池补水;6) 中国原子能科学研究院即将配备的柴油发电机及水带,在应急时可从二次水水塔积水池或院蓄水池抽水向游泳池注水。

所以,即使在强地震情况下游泳池池壁破裂,也能保证堆芯不裸露,燃料元件得到足够的冷却而不致烧毁。

6 结语

采取保守方法,即无条件假设的最严重事

故,如全场断电情况下 ATWS 或堆水池完全失水事故分析表明:在全场断电 ATWS 下燃料元件不会熔化,堆芯是安全的;满功率运行情况下,只要保证停堆后 2.5 h 内堆芯不裸露即可保证燃料元件不熔化。可见保证停堆后 2.5 h 内堆芯不裸露对 49-2 堆至关重要。49-2 堆的水平孔道已封堵,一次水管道增加了非能动破坏虹吸功能,堆水池的补水措施又非常多,可保证 49-2 堆停堆后 2.5 h 内堆芯不裸露,所以 49-2 堆不会出现堆芯严重损害的超设计基准事故。

参考文献:

- [1] 储绍初. 49-2 游泳池反应堆(追溯性)安全分析报告[R]. 北京:中国原子能科学研究院,1990.
- [2] The RELAP5 Code Development Team. RELAP5/MOD3.3 code manual volume II: Appendix A input requirements[M]. USA: Idaho National Engineering Laboratory, 2010.
- [3] 吴园园,刘天才,孙微. 49-2 游泳池式反应堆全场断电事故与自然循环能力分析[J]. 原子能科学技术,2012,46(增刊):290-294.
WU Yuanyuan, LIU Tiancai, SUN Wei. Analysis of SBO accident and natural circulation of 49-2 Swimming Pool Reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2012, 46(Suppl.): 290-294(in Chinese).
- [4] 储绍初. 49-2 反应堆游泳池失水事故堆芯裸露安全分析[R]. 北京:中国原子能科学研究院,1997.
- [5] 王春明. 49-2 堆厂房抗震分析[R]. 北京:核工业第二研究设计院,1994.
- [6] 王春明,杨徐洁,金建华. 49-2 堆本体抗震分析[R]. 北京:核工业第二研究设计院,1997.