

文章编号：0258-0926(2016)05-0058-05; doi: 10.13832/j.jnpe.2016.05.0058

# 湿法贮存乏燃料核电厂的应急分级

于 红

中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术重点实验室，成都，610041

**摘要：**根据乏燃料重返临界、屏蔽丧失、排热丧失和包容丧失对核电厂造成的实质性安全威胁，分析湿法贮存乏燃料核电厂的应急分级。应急分级使用的参数不仅应可实现监测，还应能表征乏燃料安全状态的等级。以方家山核电厂为例，给出了指示乏燃料安全状态的水位、温度、剂量率等参数的典型值及方家山核电厂乏燃料相关的应急分级。

**关键词：**核电厂；应急分级；乏燃料水池

**中图分类号：**TL24 **文献标志码：**A

## Emergency Classification of Nuclear Power Plants with Wet Storage Spent Fuel

YU Hong

Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610041, China

**Abstract:** The emergency classification of the nuclear power plants with wet storage spent fuel is analyzed, based on the threats of the criticality return of spent fuels and the losing of shield, heat removal and containment. The parameters for classification can not only be monitored, but also can be used to character the safety level of the spent fuels. The representative values of water level, temperature and dose rate and the emergency classification of the spent fuel for Fangjiashan Nuclear Power Plant are provided.

**Key words:** Nuclear power plant, Emergency classification, Spent fuel pool

### 0 前 言

目前我国核电厂普遍采用湿法贮存乏燃料，相关安全分析仅考虑Ⅰ类工况的乏燃料水池沸腾和Ⅱ类工况的燃料吊装两个设计基准事故，应急分级也仅关注乏燃料破损这一指标。福岛核事故表明，这两个事故显然不能包括所有的安全威胁。乏燃料安全分析和应急分级的不完善会造成相关应急操作规程（EOP）的缺失，使得事故因得不到有效的控制而向更恶劣的方向发展。

乏燃料通常在反应堆换料腔内贮存一段时间后才转入乏燃料水池。与反应堆相比，乏燃料的放射性核素数量和活度、组件源强、衰变热都有较大的衰减，但由于乏燃料水池贮存的乏燃料数量较大，仅有燃料包壳一道裂变产物屏障，且可

能在事故工况下从反应堆卸出整个堆芯的乏燃料，乏燃料的安全威胁仍不容忽视。

乏燃料对核电厂的安全威胁主要包括重返临界、屏蔽丧失、排热丧失和包容丧失 4 个方面。本文围绕这 4 个方面，根据国际原子能机构（IAEA）的相关标准，对乏燃料相关的核电厂安全等级下降进行分析，以方家山核电厂为例，提出通过可实现监测且能表征乏燃料安全状态等级的参数来实现应急分级的方法。

### 1 指示乏燃料安全状态的参数

应急分级需根据表征核电厂安全状态即将或已经出现了实质性威胁的指示来实现，这些指示可通过测量、观察、分析或评估得到，其中，可

测量的参数最直接、准确和及时。在应急准备阶段，需要对这些可测量的参数进行充分梳理，并给出与应急等级相对应的阈值。

### 1.1 指示乏燃料重返临界的参数

乏燃料贮存设施设计的基本安全目标之一是确保乏燃料处于次临界状态。重返临界后急剧增长的中子和伽马射线将使燃料厂房内乏燃料周围的辐射水平显著增加。虽然乏燃料水池设计已着重考虑了临界安全，反应性有较大安全裕量，但也因为如此，核电厂通常不设置类似于反应堆源量程通道这类通过监测中子注量率指示乏燃料次临界度的系统。而福岛核事故表明应急分级必须能够应对那些以往被认为不可能发生的事故。

如果乏燃料水池不设置反应性监控系统，判断是否重返临界，则需要根据水池表面的辐射水平、乏燃料几何构型的变化、乏燃料水池内中子吸收体的量来实现，但这种判断既不准确又需时间，不适宜作为指示应急分级的参数。对于方家山核电厂，乏燃料是否重返临界，目前也只能由应急指挥通过对上述指标的判断来实现。

### 1.2 指示乏燃料屏蔽丧失的参数

乏燃料水池为乏燃料提供足够的生物防护水层。如果水层降低或丧失，一方面可能使燃料厂房内乏燃料周围的辐射水平上升；另一方面也可能影响乏燃料的余热排出，削弱或丧失对乏燃料的冷却，甚至造成燃料破损。水位是乏燃料屏蔽丧失的最好指示。

方家山核电厂可通过反应堆换料水池和乏燃料水池冷却和处理系统（PTR）实现对乏燃料水池水位的测量。方家山核电厂乏燃料水池的满水水位为 19.5 m，水位降低到 19.5 m 以下的任何数值，都意味着生物防护屏蔽等级的降低。但在应急分级时，应根据水位降低而造成的乏燃料安全状态等级的下降选择典型的水位。方家山核电厂应急分级的乏燃料水池典型水位见表 1。

将冷却剂回路出口水位 18.5 m 作为乏燃料水池生物防护水平降级的指示，除了因为该数值能明确地表征生物防护水平降级，还能帮助工作人员通过现场目测，观察水位位置。理论上，任何一个低于满水水位 19.5 m 且低于该水位后乏燃料水池表面的辐射监测仪表读数会增加的数值，都可作为乏燃料水池生物防护屏蔽降级的指示；但

选取一个有明确几何意义的水位，更有利于在水位监测仪表故障时，通过现场目测准确地判断水位的具体位置。另外，虽然现场目测不利于工作人员的辐射安全，但由于存在水位监测失效的可能，现场目测仍是仪表监测的最有利补充。

表 1 方家山核电厂应急分级的乏燃料水池典型水位  
Table 1 Representative Water Level of Spent Fuel Pool in Fangjiashan NPP Emergency Classification

水位	典型值/m	指示的乏燃料安全状态
冷却回路出口水位	18.5	低于该值后，乏燃料水池表面的辐射监测仪表读数增加，指示乏燃料水池生物防护水平降级
冷却回路入口水位	15.5	低于该值后，冷却回路无法将乏燃料水池内的水导出进入冷却回路冷却，指示乏燃料余热排出能力丧失
乏燃料活性段上端面	11.5	低于该值后，乏燃料裸露，影响传热，燃料包壳表面温度过高，可能造成燃料破损，指示燃料包壳屏障潜在丧失

### 1.3 指示乏燃料排热丧失的参数

乏燃料水池一般通过冷却回路排出乏燃料的余热。如果乏燃料排热丧失，一方面可能造成乏燃料水池温度升高或沸腾，使水池内原有的挥发性放射性物质进入燃料厂房大气，造成燃料厂房大气的辐射水平上升；另一方面也可能造成燃料破损。温度是乏燃料排热丧失的最好指示。

方家山核电厂可通过 PTR 系统实现对乏燃料水池温度的测量。方家山核电厂乏燃料水池设计时考虑 2 种工况：

(1) 正常贮存工况：13/3 堆芯加刚卸出的 1/3 堆芯（14/3 堆芯）。该工况下乏燃料水池最高温度为 50℃，在排热丧失的情况下，从 50℃ 上升到 100℃ 需约 15.25 h。

(2) 事故贮存工况：14/3 堆芯加刚卸出的一个堆芯（17/3 堆芯）。该工况下乏燃料水池最高温度为 80℃，在排热丧失的情况下，从 80℃ 上升到 100℃ 需约 3.5 h。

在应急分级时，任何一个高于设计最高温度且小于沸腾温度的数值，都可以作为乏燃料水池排热丧失的指示，但应考虑乏燃料水池温度从设计温度上升到沸腾温度的时间裕量；因为设计温度和沸腾温度表征的乏燃料完整性显著不同。例如，可以将设计最高温度到沸腾温度所需时间的 1/3 对应的温度作为典型温度。方家山核电厂应急分级的乏燃料水池典型温度见表 2。

表2 方家山核电厂应急分级的乏燃料水池典型温度  
Table 2 Representative Temperature of Spent Fuel Pool in Fangjiashan NPP Emergency Classification

温度	典型值/	指示的乏燃料安全状态
正常贮存温度	65	达到该值后,冷却回路也不能保持池水温度低于设计限值,指示乏燃料排热丧失
事故贮存温度	85	
沸腾温度	100	达到该值后,乏燃料裸露,影响传热,燃料包壳表面温度过高,可能造成燃料破损,指示燃料包壳屏障潜在丧失

表2中的65和85对应的都是乏燃料水池的最大贮存量。在实际应用中,贮存量是不断变化的,典型温度可能存在两种情况:如果保持冷却回路的流量不变,贮存量越少,乏燃料水池的温度越低,则表2中的典型温度过高;如果保持乏燃料水池的温度不变,贮存量越少,冷却回路的流量越小,则表2中的典型温度适当。

对于第一种情况,会认为给出不同贮存量对应的典型温度可能更好。但事先确定好的指示不能随意改变,而有时乏燃料水池的贮存量是机动的,因此仍建议使用表2中的典型温度;这是因为,如果仍以“设计最高温度到沸腾温度所需时间的1/3对应的温度作为典型温度”为准则,使用表2中的典型温度只是会影响发现乏燃料排热丧失的时间,但只要这个温度小于沸腾温度,都可以作为乏燃料水池排热丧失的指示。

#### 1.4 指示乏燃料包容丧失的参数

燃料包壳是乏燃料中裂变产物释放的唯一屏障。如果燃料包壳破损,一方面乏燃料内的放射性物质可能释放至燃料厂房大气,使燃料厂房大气的辐射水平上升;另一方面燃料厂房大气内的放射性物质还可能进一步通过烟囱或燃料厂房泄漏释放至厂外环境,对厂内和厂外人员造成辐射威胁。放射性监测是乏燃料排热丧失的最好指示。

方家山核电厂可以通过电厂辐射监测系统(KRT)实现对乏燃料水池表面和燃料厂房内20 m标高处 $\gamma$ 剂量率的监测,但目前给出的报警值不能单纯地指示乏燃料包容丧失,生物防护水层降低也可能达到该报警值。

在应急分级时,乏燃料水池水放射性核素种类和浓度是判断乏燃料是否破损的最好指示。如果与方家山核电厂类似,不能实现乏燃料水池水

放射性核素种类和浓度的在线监测,应借助燃料厂房大气 $\beta$ 放射性活度浓度等其他监测参数,与乏燃料水池表面或燃料厂房内20 m标高处 $\gamma$ 剂量率一起确认乏燃料包容丧失。

放射性活度浓度是为了监测惰性气体而设计的。如果燃料没有破损,燃料厂房大气中的放射性物质主要来自于乏燃料水池中的碘等挥发性物质;反之,积存在燃料包壳-芯块气隙中的惰性气体将释放至燃料厂房大气。如果乏燃料水池表面或燃料厂房内20 m标高处 $\gamma$ 剂量率显著上升,且燃料厂房大气 $\beta$ 放射性活度浓度也显著上升,基本可以判断乏燃料破损。方家山核电厂可以通过移动式惰性气体活度监测仪实现对燃料厂房大气 $\beta$ 放射性活度浓度的监测。方家山核电厂应急分级的乏燃料水池典型 $\gamma$ 剂量率见表3。

表3 方家山核电厂应急分级的乏燃料水池典型 $\gamma$ 剂量率  
Table 3 Representative  $\gamma$  Dose Rate of Spent Fuel Pool in Fangjiashan NPP Emergency Classification

$\gamma$ 剂量率	报警值 /mGy·h <sup>-1</sup>	指示的乏燃料安全状态
乏燃料水池表面 $\gamma$ 剂量率	0.25	燃料包壳破损污染水池; 燃料操作事故; 反应堆换料水池水位下降
燃料厂房内20 m标高处 $\gamma$ 剂量率	1	

## 2 应急分级的关键

核电厂的应急状态等级一般根据应急行动水平(EAL)由低到高分成应急待命、厂房应急、场区应急和场外应急4个等级。分级的关键包括两点:异常事件造成的潜在/实际的辐射后果;

场内/场外采取的应急响应行动。美国核能研究所技术文件NEI 99-01(Rev6)将美国环境保护部(EPA)防护行动导则(PAGs)中场外公众个人总有效剂量当量(TEDE)和甲状腺待积有效剂量(CDE)作为应急分级的重要指标:剂量PAGs(10 mSv TEDE或50 mSv CDE),进入场外应急;剂量10%PAGs(1 mSv TEDE或5 mSv CDE),进入场区应急;剂量1%PAGs(0.1 mSv TEDE或0.5 mSv CDE),进入厂房应急<sup>[1]</sup>。其中,只有用于确定“场外应急”的PAGs才具有实际意义,它意味着达到了PAGs就应立即采取场外公众防护行动;而用于确定“场外应急”的10%PAGs和“厂房应急”的1%PAGs是能表征场外公众防护水平有了一定程度的降级。

在实际应用中,仅通过公众辐射后果确定应

急等级不能满足应急及时性和预测性的需求，利用能表征核电厂安全状态且可测量的参数进行分级才是力求实现的目标，此问题一直存在争论，即表征核电厂安全状态的参数是否应与场外公众剂量表征的应急等级相一致。

例如，乏燃料水池中乏燃料破损造成放射性物质释放，核电厂希望给出乏燃料水池表面  $\gamma$  剂量率的三级报警值作为应急行动水平，且能分别对应公众个人剂量的 1%PAGs、10%PAGs、PAGs，以便通过  $\gamma$  剂量率的读数进行应急分级。但在应急准备阶段确定水池表面  $\gamma$  剂量率的三级报警值，仅能通过理论计算实现，而理论计算需一定的假设，至少包括乏燃料的量、卸出堆芯的时间、损毁程度、乏燃料水池的水位和温度等。

以 AP1000 核电厂为例：如果假设乏燃料水池内贮存的乏燃料为上次卸载的 44%堆芯加最近卸出的一个堆芯、最近卸出的堆芯中有 0.25%的燃料破损、乏燃料水池水位可淹没乏燃料但池水沸腾；理论计算得到非居住区边界公众个人 TEDE 约为 0.001 mSv，小于 0.1 mSv，不足以宣布“厂房应急”；如果仍假设乏燃料水池内贮存的乏燃料为上次卸载的 44%堆芯加最近卸出的一个堆芯，但假设乏燃料水池排干且乏燃料全部破损，理论计算得到非居住区边界公众个人 TEDE 约为 42.8 mSv，大于 10 mSv，足以宣布“场外应急”。

可见，通过理论计算确定乏燃料水池表面  $\gamma$  剂量率的三级报警，并对应公众个人剂量的 1%PAGs、10%PAGs、PAGs 是很难实现的，即使勉强给出报警值也会与实际情况存在较大差距。

应急分级应利用各种参数互相补充，以避免错过应急的最佳时机，而并非是每个应急行动水平都会造成相同的场外后果，特别是厂房应急和场区应急，是否需要在厂房或场区内采取防护工作人员的响应行动才是应急分级关注的重点。

例如：根据 NEI 99-01 (Rev6)，识别类 A（辐射或放射性流出物异常）确定初始条件 AA1 的一个应急行动水平为“EAL1-AA1”（使用实际气象数据估算的场址边界剂量 0.1 mSv TEDE），初始条件 AA2 的一个应急行动水平为“EAL1-AA2”[乏燃料水池水位低于 PTR 系统冷却回路入口水位 (+15.5 m)]；在实际的应急中，

只要达到了 EAL1-AA1 或 EAL1-AA2 任意一个应急行动水平，核电厂的应急等级都应为“厂房应急”，但不意味着乏燃料水池水位低于 +15.5 m，场址边界剂量一定会达到 0.1 mSv TEDE。这是因为这两条应急行动水平制定的目的不同。

EAL1-AA1 考虑的是对场外公众的影响。它表征已经有放射性物质释放到了场外环境，场外公众的防护水平出现了显著地降级，相当于场外公众应急响应的“待命”状态，但不需要采取任何场外响应行动。如果已经有放射性物质释放到了场外，那么一定有放射性物质污染了某一厂房；但由于场址边界剂量未达到“场区应急”的 1 mSv TEDE，核电厂的应急等级应为“厂房应急”。

EAL1-AA2 考虑的是对场内工作人员的辐射影响。“乏燃料水池水位低于 PTR 系统冷却回路入口水位 (+15.5 m)”，表征的乏燃料安全状态包括 3 层含义：乏燃料屏蔽丧失，由于生物防护水层降低，可能使乏燃料水池周围工作人员受到的直接照射增加；乏燃料排热丧失，由于乏燃料水池水位低于 PTR 系统冷却回路入口水位，PTR 系统无法将乏燃料水池内的水导出冷却，水池温度上升，水池内易挥发的放射性物质可能进入燃料厂房，对燃料厂房内的工作人员造成放射性照射；乏燃料包容潜在丧失，乏燃料水池温度上升，水池的蒸发率上升、甚至沸腾，进而可能造成乏燃料破损，破损燃料内的放射性物质进入燃料厂房，对燃料厂房内的工作人员造成放射性照射。可见，“乏燃料水池水位低于 PTR 系统冷却回路入口水位 (+15.5 m)”，一定需要在燃料厂房内采取响应行动，核电厂的应急等级至少应为“厂房应急”，但如果只是“乏燃料水池水位低于 PTR 系统冷却回路入口水位 (+15.5 m)”，而没有出现“乏燃料水池内的燃料元件破损，且有放射性物质释放至环境”，则不可能造成场址边界公众受照剂量增加，也不可能达到 0.1 mSv TEDE 的限值。

根据以上分析，虽然 EAL1-AA2 未必会造成 EAL1-AA1，但对于 EAL1-AA2，它表征的是需要在厂房内采取应急响应及存在造成场外后果的潜在性，而对于 EAL1-AA1，它表征的是已经造成了场外后果。

对于乏燃料相关的核电厂应急分级，通过可

表4 方家山核电站乏燃料相关的应急分级  
Table 4 Emergency Classification of Spent Fuels in Fangjiashan NPP

	应急等级	应急行动水平
正常贮存	应急待命	水池水位降低至 18.5 m, 持续时间达到或超过 15 min; 或水池温度上升至 65 , 持续时间达到或超过 15 min
	厂房应急	水池水位降低至 15.5 m, 持续时间达到或超过 15 min; 或水池温度上升至 100 , 持续时间达到或超过 15 min; 或乏燃料水池表面 $\gamma$ 剂量率达 0.25 mGy/h; 或燃料厂房内 20 m 标高处 $\gamma$ 剂量率达 1 mGy/h, 且燃料厂房大气 放射性活度浓度显著增加, 持续时间达到或超过 15 min
	场区应急	水池水位降低至 11.5 m, 持续时间达到或超过 15 min
事故贮存	应急等级	应急行动水平
	厂房应急	水池水位降低至 18.5 m, 持续时间达到或超过 30 min; 或水池温度上升至 85 , 持续时间达到或超过 30 min
	场区应急	水池水位降低至 15.5 m, 持续时间达到或超过 30 min; 或水池温度上升至 100 , 持续时间达到或超过 30 min; 或乏燃料水池表面 $\gamma$ 剂量率达 0.25 mGy/h; 或燃料厂房内 20 m 标高处 $\gamma$ 剂量率达 1 mGy/h, 且燃料厂房大气 $\beta$ 放射性活度浓度显著增加, 持续时间达到或超过 30 min
	场外应急	水池水位降低至 11.5 m, 持续时间达到或超过 30 min

实现监测且能表征乏燃料安全状态的参数来进行分级, 比通过场址边界剂量估算更及时准确。

### 3 方家山核电站乏燃料相关的应急分级

根据上述的分析可以看出, 水位、温度、 $\gamma$  剂量率是方家山核电站可实现监测且能表征乏燃料安全状态的重要参数。在应急分级时, 应充分利用这些参数, 并给出适当的阈值。但在给出具体的阈值之前, 应确定应急分级的准则。

对于正常贮存工况, 本文确定了如下准则:

水位、温度、 $\gamma$  剂量率监测值异常上升, 但未影响乏燃料余热排出, 也未造成乏燃料包壳丧失/潜在丧失, 应急等级为“应急待命”; 水位、温度、 $\gamma$  剂量率监测值异常上升, 影响乏燃料余热排出, 或造成乏燃料包壳丧失/潜在丧失, 应急等级为“厂房应急”; 水位、温度、 $\gamma$  剂量率监测值异常上升, 影响乏燃料余热排出, 且造成乏燃料包壳丧失/潜在丧失, 应急等级为“场区应急”; 通过异常监测值的持续时间, 避免监测值瞬态或暂态造成的误判断。

对于事故贮存工况, 本文考虑到其较正常贮存工况多了一个刚卸出的堆芯, 乏燃料内放射性物质的积存量较大; 较反应堆少了反应堆冷却剂系统压力边界和安全壳两道裂变产物屏障, 裂变产物释放包容性较差这两方面因素, 确定了如下准则: 与正常贮存工况相同的应急行动水平, 宣布更高一级的应急等级; 通过较正常贮存工

况更长的异常监测值的持续时间, 确保监测值可以指示乏燃料安全状态已经降级到了一定程度且不会恢复。方家山核电站乏燃料相关的应急分级见表 4。

### 4 结论

本文通过对乏燃料相关的核电站应急分级的分析, 得出以下结论:

(1) 乏燃料相关的核电站应急分级, 应以乏燃料可能对核电站安全造成实质性的辐射威胁为基础, 包括重返临界、屏蔽丧失、排热丧失和包容丧失。

(2) 乏燃料相关的核电站应急分级, 应针对乏燃料的安全状态造成的核电站安全等级的下降、需采取的应急响应行动、放射性后果的严重程度, 确定应急分级的分级准则, 特别是划清各应急等级的边界。

(3) 乏燃料相关的核电站应急分级, 应尽量以可实现监测的参数作为应急分级的依据, 且应给出能表征不同乏燃料安全状态等级的各参数的典型值。

参考文献:

- [1] IAEA. Development of Emergency Action Levels for Non-Passive Reactors[S]. NEI 99-01 (Rev6), U.S. Nuclear Energy Institute, 2012.

(责任编辑: 刘胜吾)