

Developing Research on Evaluating Radiological Consequences of NPP Based on Representative Design Basis Accident

Hong Yu, Fan He, Lan Li

Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institute of China, Chengdu Sichuan
Email: appleinchina@163.com

Received: Jan. 2nd, 2016; accepted: Jan. 24th, 2016; published: Jan. 27th, 2016

Copyright © 2016 by authors and Hans Publishers Inc.
This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY).
<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

Abstract

Based on the situation of evaluating radiological consequences of design basis accidents of NPP in China, the condition division, acceptance criteria and source term analyses which are crucial to radiological consequences evaluation are discussed and how to validate the function of engineered safeguards feature and the validity of emergency operating project by electing the typical design basis accidents to evaluate radiological consequence is provided.

Keywords

Nuclear Power Plant (NPP), Design Basis Accident (DBA), Condition Division, Acceptance Criteria, Source Term Analysis

基于代表性的设计基准事故开展核电厂事故放射性后果评估的研究

于红, 何璠, 李兰

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, 四川 成都
Email: appleinchina@163.com

收稿日期: 2016年1月2日; 录用日期: 2016年1月24日; 发布日期: 2016年1月27日

文章引用: 于红, 何璠, 李兰. 基于代表性的设计基准事故开展核电厂事故放射性后果评估的研究[J]. 核科学与技术, 2016, 4(1): 1-6. <http://dx.doi.org/10.12677/nst.2016.41001>

摘要

根据我国现有压水堆核电站设计基准事故放射性后果评价的现状, 本文对设计基准事故放射性后果评价的决定性因素工况划分、验收准则和源项分析展开讨论, 提出如何通过选择有代表性的设计基准事故开展放射性后果评价验证专设安全设施的功能和应急规程的有效性。

关键词

核电站, 设计基准事故, 工况划分, 验收准则, 源项分析

1. 引言

目前国内外核电站普遍采用纵深防御来实现事故预防、限制事故潜在后果及阻止其演变成更严重的工况。纵深防御通常按五个层次构筑: 第一层, 通过保守地设计和高质量地建造与运行, 预防异常运行和失效; 第二层, 通过控制、限制和保护系统及其它的监视设备, 控制异常运行和探测失效; 第三层, 通过专设安全设施和应急规程, 将事故控制在设计基准以内; 第四层, 通过补充措施和事故管理, 控制严重的机组工况, 阻止事故发展和减轻严重事故后果; 第五层, 通过厂外应急响应, 减轻放射性物质大量释放的放射性后果[1]。

纵深防御的第三层, 即作为核电站的设计基准, 目的是保持堆芯结构的完整性和限制公众可能受到的辐射危害, 并通过设计基准事故分析验证专设安全设施的功能和应急规程的有效性, 评价纵深防御的实施情况。其中, “限制公众可能受到的辐射危害”, 即要求设计基准事故造成的放射性后果满足辐射防护的要求, 一般要求设计基准事故造成的公众受照剂量处于某一剂量限值以内, 否则说明核电站的设计、专设安全设施的设置、或应急规程的方案不能满足要求, 需进行相应地修改。

一旦核电站的厂址选定, 设计基准事故造成的公众受照剂量能否处于某一剂量限值以内, 就只与选取的设计基准事故、剂量限值和释放至环境的放射性源项最密切相关, 因此本报告对设计基准事故的工况划分、验收准则和源项分析这三个方面展开讨论, 提出如何选择有代表性的设计基准事故开展放射性后果评价的思路。

2. 工况划分

核电站的设计基准工况一般根据预计事件/事故发生的概率及对核电站周围公众的放射性后果来划分。我国 AP1000 型核电站、欧洲压水堆型(EPR)核电站及二代和二代改进型核电站基本上都是根据预计事件/事故发生的概率和对公众造成的潜在放射性后果将设计基准工况划分为四类: 工况 I, 正常运行和运行瞬态; 工况 II, 中等频率事件; 工况 III, 稀有事故; 工况 IV, 极限事故。但进行放射性后果评价所选择的设计基准事故却各有不同, 见表 1 [2]-[6]。

从表 1 可以看出, 我国核电站需进行放射性后果评价的设计基准事故的选择还没有一个统一的原则。

设计基准事故放射性后果评价以安全分析为基础, 美国核管会(USNRC)颁布的《轻水堆核电站安全分析报告标准格式和内容》规定了需分析的八大类共 47 种典型始发事件[7], 但并非所有的始发事件都需进行分析。本文认为可以只分析那些能够代表一组事件“包络响应”的始发事件, 这里的“包络响应”指对安全功能造成类似的威胁, 且在抵御安全功能失效所造成的后果时, 采取相同的防止或缓解措施。但我国新建的核电站很少对始发事件的适用性进行论证, 而是直接选择与其他核电站相同的事故直接开

Table 1. The design basis conditions and the design basis accidents needed to evaluate radiological consequences
表 1. 设计基准工况及进行放射性后果评价的设计基准事故

核电厂	工况 II	工况 III	工况 IV
AP1000		安全壳外载有反应堆冷却剂的小管道破损	蒸汽发生器传热管破裂事故 大破口失水事故 控制棒束组件弹出事故 主蒸汽管道大破口事故 反应堆冷却剂泵卡轴事故 燃料操作事故
EPR	冷凝器真空丧失事件	长期(>2 h)丧失厂外电源事故 一根蒸汽发生器传热管破裂事故 安全壳外载有一回路冷却剂的小管线破裂事故 核辅助厂房内废气处理系统泄漏事故 废物厂房内系统泄漏事故 地震对核辅助厂房的影响 地震对废物厂房的影响	大破口失水事故 (堆芯 10%燃料棒包壳破损) 控制棒组件弹出事故 安全壳外余热排出系统破裂事故 两根蒸汽发生器传热管破裂事故 反应堆冷却剂泵转子卡住事故 燃料厂房内燃料装卸事故
二代和二代加		化学和容积控制箱破裂事故 废气储存箱破裂事故 蒸汽发生器传热管破裂事故	失水事故 弹棒事故 安全壳外主蒸汽管道破裂事故 燃料装卸事故

展放射性后果评价，但国外的核电厂一般会根据核电厂的设计特点，重新确定具有针对性的始发事件。

从事故造成的放射性物质向环境释放的角度考虑，选择哪一始发事件引发的事故序列进行放射性后果评价，应建立在对以下三个方面考量的基础上：

- 始发事件的类别(二回路系统排热增加、二回路系统排热减少、反应堆冷却剂系统流量减少、反应性和功率分布异常、反应堆冷却剂装量增加、反应堆冷却剂装量减少、系统或设备的放射性释放、未能紧急停堆的预期瞬变)；
- 专设安全设施(安注系统、安全壳系统、安全壳喷淋系统、安全壳隔离系统、可燃气体控制系统、辅助给水系统)和安全相关系统(紧急停堆系统、化学和容积控制系统、余热排出系统、主给水系统、通风和净化系统、稳压器安全阀、主蒸汽隔离阀、主蒸汽大气释放阀、主蒸汽安全阀)的状态和功效(能否控制堆芯反应性、能否确保堆芯冷却、能否包容放射性物质)；
- 三道裂变产物屏障(燃料包壳、反应堆冷却剂系统压力边界、安全壳)的状态(泄漏、破损、熔毁)。

如果始发事件类别类似、专设安全设施和安全相关系统的状态和功效类似、三道裂变产物屏障的状态也类似，那么就可以通过“包络”的原则，以造成放射性后果最严重的事故序列作为放射性后果评价的基础。

3. 验收准则

根据核电厂的设计经验，设计基准事故一般采用确定论方法进行安全分析。为了判定确定论方法的分析结果是否满足安全法规的要求，引入了一套定量的判据，这些判据称作验收准则[7]。

验收准则一般按两个层次制定：第一层次与公众受照剂量有关；第二层次与热工水力和中子学计算有关[1]。放射性后果评价需满足验收准则第一层次的要求，即放射性验收准则。一般来说事件/事故发生的频率越高，放射性验收准则的限制性越大、剂量限值越低。

由于核电厂发生核与辐射事件/事故时，工作人员可以随时撤离，并通过远程来实现对核电厂地控制，因此保护核电厂周围公众和环境的辐射安全是核电厂辐射防护的最主要目标。目前我国核电厂设计基准事件/事故的放射性验收准则为 GB 6249-2011 中的相关规定：

- 工况 II，任何厂址的所有核动力堆向环境释放的放射性物质对公众中任何个人造成的有效剂量，每

年必须小于 0.25 mSv 的剂量约束值。

- 工况 III, 在发生一次稀有事故时, 非居住区边界上公众在事故后 2 h 内以及规划限制区外边界上公众在整个事故持续时间内可能受到的有效剂量应控制在 5 mSv 以下, 甲状腺当量剂量应控制在 50 mSv 以下。
- 工况 IV, 在发生一次极限事故时, 非居住区边界上公众在事故后 2 h 内以及规划限制区外边界上公众在整个事故持续时间内可能受到的有效剂量应控制在 0.1 Sv 以下, 甲状腺当量剂量应控制在 1 Sv 以下。

本文第 2 节提出, 可以通过“包络”的原则选择性地对设计基准事故的放射性后果进行评价。但由于各工况验收准则的不同, 即使始发事件类别类似、专设安全设施和安全相关系统的状态和功效类似、三道裂变产物屏障的状态也类似, 如果所属的工况不同, 也要分别进行放射性后果评价。例如, 稳压器安全阀误打开、小破口失水事故和大破口失水事故均属反应堆冷却剂装量减少始发事件类别, 事故相关专设安全设施同为安注系统、安全壳系统、安全壳喷淋系统, 事故均可能对三道裂变产物屏障的完整性造成威胁, 但由于分别属于工况 II、工况 III 和工况 IV, 其剂量限值不同, 也应该分别进行放射性后果评价。如果仅依据“包络”的原则, 只对大破口失水事故进行放射性后果评价, 则不能充分评价核电厂周围公众的辐射安全和应急规程的有效性。

4. 源项分析

一旦核电厂的厂址选定, 源项分析则成为估算设计基准事故后公众受照剂量的关键。目前我国核电厂设计基准事故源项分析, 基本上根据事故序列逐个进行源项分析, 并计算出释放至环境的放射性源项。但从事故源项估算机理的角度考虑, 事故发生后放射性物质所历经的释放途径, 特别是在包容体内的滞留、去除和输运才是估算事故源项的关键。因为放射性物质在包容体内行为的机理基本上是类似的, 只是这些机理作用于放射性物质后, 会造成放射性物质的组成、化学形态、释放类、浓度和释放时间等参数的不同。

设计基准事故源项估算中涉及的包容体主要包括: 堆芯、一回路系统、二回路系统、安全壳、放射性废物处理和贮存系统、乏燃料水池。按照事故发生后放射性物质释放历经的包容体(见图 1), 设计基准事故源项分析可以归纳为以下四种类型:

- 类型 I: 可能造成燃料元件破损/熔毁率超过工况 I (正常运行和运行瞬态)设计基准破损率事故;
- 类型 II: 不会造成燃料元件破损率超过工况 I 设计基准破损率, 但可能造成其它裂变产物屏障(反应堆冷却剂压力边界、安全壳)失效事故;
- 类型 III: 可能造成放射性废物处理和贮存系统失效事故;
- 类型 IV: 可能造成放射性物质释放的燃料操作事故和乏燃料水池失效事故。

从图 1 可以看出, 类型 I 事故仅比类型 II 多了一个堆芯向反应堆冷却剂/安全壳的释放途径。对于类型 II 事故, 反应堆冷却剂中的放射性物质来自于事故发生前假设的工况 I 设计基准破损率下的破损燃料元件。对于类型 I 事故, 反应堆冷却剂中的放射性物质还来自于事故造成的破损/熔毁燃料元件, 由于从这些破损/熔毁燃料元件释放的放射性物质一般远大于工况 I 设计基准破损率的破损燃料元件, 对于这类事故, 一般不考虑事故发生后工况 I 设计基准破损率下破损燃料元件的“尖峰释放”现象, 甚至直接忽略这部分的贡献, 而类型 I 事故, 则要考虑“尖峰释放”现象, 这也是类型 I 事故与类型 II 事故源项分析最显著的区别。对于类型 I 和类型 II 事故, 裂变产物是估算核电厂周围公众受照剂量的主要贡献。

对于类型 III 事故, 放射性废物处理和贮存系统既要处理和贮存反应堆功率运行期间产生的放射性废物, 也要处理和贮存反应堆停堆期间产生的放射性废物, 这类事故源项分析的关键是应使计算假设包络

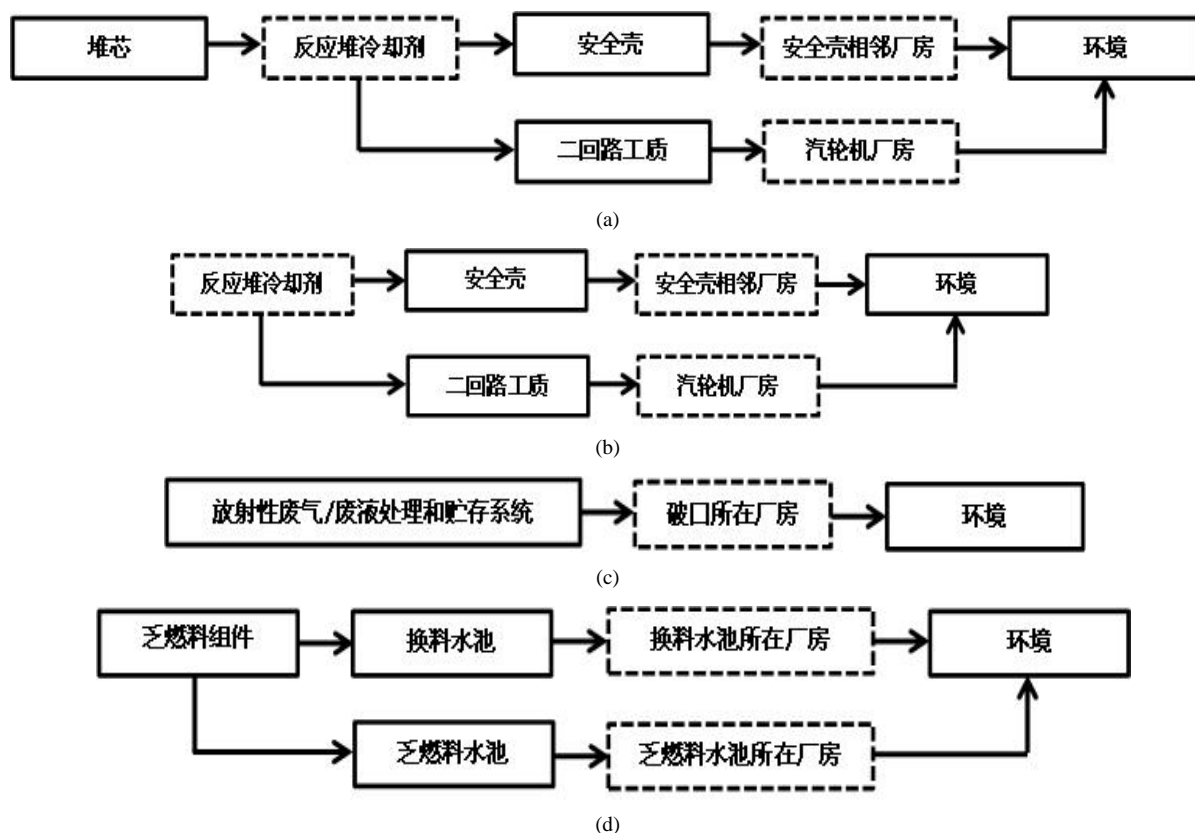


Figure 1. (a) The containment which radiological material passing through in type I accident; (b) the containment which radiological material passing through in type II accident; (c) the containment which radiological material passing through in type III accident; (d) the containment which radiological material passing through in type IV accident

图 1. (a) 类型 I 事故放射性物质释放历径的包容体; (b) 类型 II 事故放射性物质释放历径的包容体; (c) 类型 III 事故放射性物质释放历径的包容体; (d) 类型 IV 事故放射性物质释放历径的包容体

事故造成的最大放射性后果，即放射性废物处理和贮存系统中裂变产物、反应堆冷却剂活化产物、反应堆本体及反应堆冷却剂系统结构材料活化腐蚀产物释放造成的放射性后果最大。与类型 I 和类型 II 事故相比，活化腐蚀产物的贡献不可忽略。

对于类型 IV 事故，包括两种情况：一是乏燃料组件卸出堆芯时，在从堆芯到乏燃料水池装卸过程中的某一个环节跌落，可能跌落到换料水池，也可能跌落到乏燃料水池；二是乏燃料水池内的乏燃料组件破损或熔毁。

5. 结论和建议

由于我国核电厂既有自主研发的堆型、也有引进的堆型，且至今没有建立我国核电厂统一的标准审评大纲，这使得我国核电厂设计基准事故放射性后果评价主要采取“参考国外相关导则和标准、并适当修改”的方式，容易出现“认为必要的就补充、认为不必要的就删除、只要计算了就列入安全分析报告”的现象，还没有实施经过系统地、理论地的论证后再选择必须的设计基准事故进行放射性后果评价的过程。

例如，对于百兆瓦级的核电厂，由于反应堆冷却剂系统的设计，反应堆冷却剂系统主管道直径不可能达到千兆瓦级核电厂那么大，最多只能发生“中破口失水事故”，在安全分析中则直接参照千兆瓦级核电厂，将中破口失水定义为工况 IV (极限事故)，而没有从发生概率和公众受照剂量的角度论证将其定

义为工况 IV 是否合理。

再例如，对于主蒸汽管道破裂事故，从事故造成的放射性物质释放的角度分析，在考虑了事故规程后通常可以保证第一道屏障堆芯、第二道屏障反应堆冷却剂系统压力边界的完整性(最大为设计基准泄漏率)，无需计算也可以推断出其环境释放源项必然较低，只是第三道屏障安全壳失效，如果从应急状态分级的角度考虑，仅需进入“应急待命”或“厂房应急”，而主蒸汽管道破裂事故被定义为工况 IV (极限事故)，其验收准则的剂量限值较高，基本不会出现公众受照剂量超标的情况，这样不仅会造成放射性后果与应急状态等级不符合，还会影响专设安全设施和应急规程的改进和提高，因为这些专设安全设施和应急规程效果已经很好了。

综合以上分析，设计基准事故放射性后果评价应建立在工况划分、验收准则和源项分析这三个方面协调一致的基础上。特别是对于没有参考电厂的新型核电厂，应尽可能多的从始发事件开始展开论证，选择有代表性的设计基准事故开展放射性后果评价，而不是一味的参考以前的设计经验，这样才能实现通过设计基准事故分析来验证专设安全设施和应急规程有效性的目的，才能促进技术革新，创建更先进更安全的核电厂。

参考文献 (References)

- [1] 国际原子能机构. 核电厂的安全评价与验证[S]. 安全导则 No. NS-G-1.2, 2005.
- [2] 林城格. 非能动安全先进压水堆核电技术[M]. 北京: 原子能出版社, 2010.
- [3] 三门核电一期工程 1 & 2 号机组最终安全分析报告(第 0 版) [R]. 2012.
- [4] 台山核电厂 1, 2 号机组最终安全分析报告(A 版) [R]. 2012.
- [5] 法国电力公司, 法马通公司(编). 中科华核电技术研究院有限公司(编). 法国核电厂设计和建造规则 RCC-P 900 MWe 压水堆核电厂系统设计和建造规则[M]. 上海: 上海科学技术文件出版社, 2011.
- [6] 陈济东. 大亚湾核电站系统及运行[M]. 北京: 原子能出版社, 1994.
- [7] 朱继洲等. 核反应堆安全分析[M]. 西安: 西安交通大学出版社, 2007.