

CNIC-01455

IAE-0197

中国核科技报告

CHINA NUCLEAR SCIENCE AND TECHNOLOGY REPORT

压水堆核电站停堆工况硼失控稀释事故风险研究

**RISK ASSESSMENT OF ACCIDENT OF
UNCONTROLLED BORON DILUTION AT
SHUTDOWN CONDITION FOR PWR**

(In Chinese)



中国核情报中心
原子能出版社

China Nuclear Information Centre
Atomic Energy Press

图书在版编目 (CIP) 数据

中国核科技报告 CNIC-01455, IAE-0197: 压水堆核电站停堆工况硼失控稀释事故风险研究/柯国士等著. —北京: 原子能出版社, 2000. 5

ISBN 7-5022-2155-7

I. 中... II. 柯... III. 核技术-研究报告-中国 IV. TL-2

中国版本图书馆 CIP 数据核字 (2000) 第 14045 号

原子能出版社出版 发行

责任编辑: 武 洁

社址: 北京市海淀区阜成路 43 号 邮政编码: 100037

中国核科技报告编辑部排版

核科学技术情报研究所印刷

开本 787×1092 mm 1/16 印张 1/2 字数 18 千字

2000 年 8 月北京第一版 2000 年 8 月北京第一次印刷

印数: 1—150

定价: 5.00 元



柯国土: 副研究员。1989年毕业于清华大学工程物理系。1997年在中国原子能科学研究院获工学博士学位。目前主要从事研究型反应堆物理及热工设计和反应堆安全分析。

KE Guotu: Graduated from the Department of Engineering Physics of Tsinghua University in 1989, majoring in nuclear design and thermal-hydraulic design of research reactor, safety analysis of nuclear reactor.

CNIC-01455

IAE-0197

压水堆核电站停堆工况硼失控 稀释事故风险研究

柯国土 许汉铭

(中国原子能科学研究院, 北京, 102413)

摘 要

以我国大亚湾核电站为例, 对压水堆电站停堆工况下硼失控稀释的潜在事故谱进行了系统的分析并归类, 然后采用 PSA 方法并基于法国核电站 750 堆年运行经验反馈数据, 对其潜在事故风险进行了定性和定量评价, 提出了有针对性的降低事故风险的建议和措施。

Risk Assessment of Accident of Uncontrolled Boron Dilution at Shutdown Condition for PWR

(In Chinese)

KE Guotu XU Hanming
(China Institute of Atomic of Energy, Beijing, 102413)

ABSTRACT

Taking Guangdong Daya Bay Nuclear Power Station for reference plant, the potential accident initiators of uncontrolled boron dilution at shutdown condition for pressurized water reactor is analyzed and classified systematically. Based upon French NPPs operating experience over 750 reactor-years, the PSA method is adopted to evaluate the risk related to such accident. Finally, according to the estimated result some appropriate measures and recommendations to reduce the corresponding risk are proposed.

引言

自从切尔诺贝利事故后,反应性事故研究再次成为核工业界瞩目的焦点。各国核安全当局要求重新审查安全分析报告中的所有反应性事故,以及核电站用来缓解反应性事故后果的相关安全系统、安全措施(包括事故规程)和堆芯的固有安全性。研究结果表明^[1,2],停堆工况下,控制棒失控抽出,控制棒失控弹出等反应性事故均象人们设计(基于设计基准事故)时所期望的那样,其潜在风险很小,而那些由于操纵员误操作,没有遵守规程,或规程缺陷等设计和运行上的不当造成的意外硼稀释事件的潜在风险不容忽视,尤其是一团低硼浓度的水穿过堆芯的快速硼稀释事故,其后果非常严重。尤其令人忧虑的是该类事故在原先的安全设计中没有被考虑或至少重视程度不够,缺乏必要的软硬件上的安全防范措施。

实际上,在停堆运行中,涉及硼稀释的操作(大多为手动操作)很多。繁多的手动操作是导致硼稀释事故的主要根源。而且,在绝大部分停堆工况下,所有控制棒均已插入堆芯,此时,如果又发生快速硼稀释的大反应性引入事故,其后果难以想象。可见,停堆状态不仅是硼稀释事件发生频率较高的运行状态,而且其后果也较功率运行中严重。世界各国的核电站运行经验反馈结果也充分说明了这一点^[1,3]。

本文以大亚湾核电站(GNPS)为例,对其发生在停堆工况下的意外硼稀释事故(包括冷水事故)进行分析。目的在于评价压水堆核电站该类事故风险大小,考察核电站应付此类事故的能力,从而得到有针对性的建议及改进措施。

1 初因事件评价

1.1 初因发生时电站运行状态确定

GNPS 的运行技术规格书将所有电站运行状态区分为九种标准运行状态^[4],对每一种运行状态规定了具体的运行参数及其变化范围,以及所需的设备系统和功能等。本研究将分析除换料停堆状态外的所有停堆运行工况,包括热停堆、中间停堆、正常冷停堆及维修冷停堆。为了便于风险评价,根据各种安全系统(包括保护信号)在各运行工况下的状态,将规格书中定义的 6 种停堆运行工况进行了适当的调整,得到了本文风险分析中所采用的反应堆运行状态。具体定义及代号见表 1。表中各状态运行时间取自文献[5]。

表 1 风险分析中所采用的反应堆运行状态

状态 代号	处该状态年平均时间 h/堆·年	说明
状态 A	38*	包括热停堆及部分正常中间停堆(直至 P11, P12)
状态 B	38	其余正常中间停堆(直至 RRA 投运条件)
状态 C	264	双相及单相中间停堆和正常冷停堆
状态 D	456	维修冷停堆
状态 H		包括状态 A 和 B
状态 I		包括状态 B 和 C

1.2 子初因事件分析

识别停堆工况下可能导致冷却剂意外硼稀释的潜在事故源需从下列几方面着手:

(1) 哪些系统与一回路连接(包括间接相连)?如化容系统(RCV)及堆芯硼水补给系统(REA),余热排除系统(RRA)、安注系统(RIS)。

(2) 哪些热交换器的泄漏与一回路冷却剂硼稀释有关?如主泵密封回流热交换器,化容系统非再生热交换器及过剩下泄热交换器、主泵热屏热交换器,以及蒸汽发生器等。

(3) 哪些操作与硼稀释有关?如反应堆启动重返临界前快速硼稀释、添加化学药品(联氨或氢氧化锂)、除盐器树脂清洗或更换,一回路动态排气,一回路或堆腔充水及清洗等。

依照上述思路,下面将对各种可能导致硼稀释的现象进行比较详细的阐述,随后根据它们对堆芯的不同影响进行归类得到PSA分析中各子初因事件。

首先,所有意外硼稀释瞬变事件可以根据其对堆芯的不同影响区分为两类:

- 逐渐的硼稀释,一回路硼浓度均匀,又称慢反应性引入事件。
- 由穿过堆芯的一团清水造成的硼稀释(包括一团冷水),称快速反应性引入事件,在物理上又称超瞬发临界事故。

对于第一类硼稀释,由于在安全设计中已给予考虑,且根据国外核电站运行经验反馈,其后果不严重,本文不研究。而第二类硼稀释事件,主要是从核电站运行分析方面被考虑的,在确定论安全分析中未对该类事件进行分析。其事故情景通常是由于位于堆芯底部或一回路某一低位置区及其它与一回路相连的地方的一团清水和/或一团冷水迅速穿过堆芯而引起的。当然,根据该水团的硼浓度及温度的不同,水团的临界体积可能从1立方米到几个立方米不等。产生该类事故的两个基本条件:

- 在一回路或与一回路相连地方形成低硼浓度和/或低温度水团;
- 该水团由于主泵再启动或其它任何恢复一回路循环手段迅速穿过堆芯。

从流动观点来看,清水团不易形成,除非一回路无强迫循环,且下列条件之一满足时:

- a. 自然循环能力非常弱,如换料大修后堆启动过程衰变热很小,不足以形成自然循环;
- b. 自然循环无法建立,如蒸汽发生器被隔离,或者由于RRA或RIS等系统接入一回路,导致冷却剂环路结构上不平衡。

当一回路冷却剂流率很低时,由于温差浮升力造成分层,从而形成水团。该水团可能位于冷管段,U型管段,堆芯下腔室,主泵泵腔或稳压器中。如果突然恢复强迫循环(或自然循环),水团将会迅速穿过堆芯,导致快速硼稀释。当然,低硼浓度水也可能位于RRA系统,RIS系统中,或者其它与一回路相连的系统或设备中。当投入这些辅助系统或设备,清水直接进入堆芯。

经分析并结合事故发生后电站系统响应(包括操纵员干预)及对堆芯的不同影响,归类得到14类快速硼稀释子初因事件(见表2),其中各子初因事件的发生频率取自文献[5]。由表中可看出,为了简化分析,有些子初因事件将对多个停堆工况合并起来进行研究,这是因为该事件在这些工况下电站系统响应相同。

表 2 子初因事件及其发生频率

事件号	代码	初始状态	初因事件描述	发生频率/(堆·年 ⁻¹)
1	FDIL1A	热停堆	启动重返临界实施硼稀释时丧失主外电源	2.9×10^{-3}
2	FDIL2A	热停堆	启动重返临界实施硼稀释时丧失厂外电源	3.3×10^{-4}
3	FCOL1H	热停堆和中间停堆	丧失主外电源冷水团形成	1.3×10^{-3}
4	FCOL2H	热停堆和中间停堆	丧失全部外电源冷水团形成	1.5×10^{-3}
5	FDIL1I	中间停堆和正常冷停堆	添加化学药品时丧失主外电源	9.6×10^{-4}
6	FDIL2I	中间停堆和正常冷停堆	添加化学药品时丧失厂外电源	9.6×10^{-4}
7	FDIL1C	正常冷停堆	除盐器不当投入且丧失主泵	1.1×10^{-4}
8	FDIL2C	正常冷停堆	通过 REA 实施快速硼稀释时丧失主泵	2.3×10^{-4}
9	FDIL1B	正常冷停堆	已被稀释 RRA 系统接入	7.3×10^{-4}
10	FDIL3C	正常冷停堆	除气系统除气装置引入清水团	9.5×10^{-4}
11	FDIL1D	维修冷停堆	一回路充水时更换除盐器树脂	9.5×10^{-4}
12	FDIL2D	维修冷停堆	动态排气前投入除盐器	6.4×10^{-3}
13	FDIL3D	维修冷停堆	SGTR 后维修时堵管工序等失误引入清水团	9.7×10^{-3}
14	FDIL4D	维修冷停堆	主泵密封回流热交换器泄漏	1.4×10^{-4}

2 运行分析

2.1 事故进程后果

一团清水(包括一团冷水)穿过堆芯引起的反应性事故,在物理上称超瞬发临界事故。该事故的前提是假设水团在进入堆芯前没有被混合。对于超瞬发临界事故,中子通量倍增周期常常以毫秒来计算,其瞬变动态过程迅速,因裂变导致功率迅速增加(几个毫微秒),而且是局部性,可以认为燃料元件处在绝热状态下。如果堆芯初始功率水平较低,燃料多普勒效应将在稍晚一点时间起作用。当温度反馈的负反应性超过硼稀释事故引入的正反应性时,功率水平转而下降。文献[1]分析了热停堆工况实施硼稀释趋临界时因主泵丧失导致的水团稀释事故情景,得到的水团临界体积随不同温度和硼浓度从 1 立方米到十几立方米不等。认为大于此临界体积的水团将导致超瞬发临界和核闪蒸,将使燃料温度超过限值,储能准则被破坏,有损坏燃料元件的危险。对于上节分析得到的快速硼稀释各子初因事件都认为将导致超瞬发临界,因此水团一旦形成(到达或超过临界体积)且未经混合穿过堆芯,都认为堆芯将熔化。操纵员和安全工程师所能实施的操作,也只能是阻止清水团(冷水团)的形成,尤其是到达临界体积之前中止硼稀释或对冷却剂硼化。如果预测到临界水团已经形成,那么只能避免该水团穿过堆芯,即在恢复强迫循环时要格外注意。至于各子初因事件,由于形成水团的原因及速度不同,操纵员干预的时间和也将不同。

2.2 运行和控制

2.2.1 保护措施及保护信号

压水堆核电站具有固有安全性(温度负反馈效应)和以下与预防反应性事故有关的

设计及运行特征:

- 足够的停堆裕量;
- 限制单根控制棒价值;
- 严格的提棒程序;
- 控制棒插入极限;
- 主控室的棒位监控、报警等。

另外,在 GNPS 技术规格书中,有许多规定或要求用来在意外硼稀释的情况下保护反应堆,保护核蒸汽供应系统,下面列举停堆工况下的一些主要规定:

- 在所有标准停堆工况下规定了冷却剂极限硼浓度、RCCA 的位置和临界偏离限值,以缓和意外硼稀释。

- 在换料或维修冷停堆状态下,隔离所有可能引入硼的质量浓度低于 2100 mg/L 含硼水的连接,如 REA 系统、核岛除盐水分系统 (SED) 的隔离阀。

- 硼表必须可用,而且能连续监测和报警,将信号送到主控室。硼浓度必须每 48 小时手动校核一次,当硼表不可用时,对换料冷停堆,必须每 12 小时手动测量一次硼浓度。对于维修冷停堆,每 8 小时手动校核一次硼浓度。如果此时两个源量程探测器中有一个也不可,就要每小时校核一次。

- 停堆期间产生通量高报警信号的源量程探测器警告操纵员反应性有异常变化,特别是有可能发生意外硼稀释。而且报警阈值设定在最大测量通量的 3 倍处,确保在出现报警至重返临界间操纵员有足够的时间采取必要的行动。

- 在冷停堆期间必须确保有一种硼的质量浓度高于或等于 2100 mg/L 的含硼水补给设施保持可用。

- 在换料冷停堆时,至少一个源量程探测器可用,在维修冷停堆两个源量程探测器可用。而对于其余冷停堆状态,两个中子通量探测器可用 (可能二个源量程,或一个源量程,一个中间量程,或两个中间量程)。

- 在硼稀释操作时一回路硼浓度变化连续显示,在测量值和标定值出现偏差的情况下,会报警和闭锁补给系统。

- 最小数目的主泵或 RRA 泵运行,以限制一回路中硼浓度的不均匀性。

- 限制稳压器和一回路中硼浓度的最大差值 (50×10^6)。

- 在 RRA 泵接入一回路前进行两次取样。

与硼稀释事故有关的重要报警如下:

- 源量程高中子通量紧急停堆 (RPA-RPB104AA)
- 中间量程高中子通量紧急停堆 (RPA-RPB109AA)
- 功率量程低阈值紧急停堆 (RPA-RPB115AA)
- 功率量程高阈值紧急停堆 (RPA-RPB133AA)
- 超温 ΔT 引起的紧急停堆 (RPA-RPB117AA)
- 超功率 ΔT 引起的紧急停堆 (RPA-RPB118AA)
- R 棒组低位置报警 (RGL020AA)
- R 棒组下限位或意外硼稀释报警 (RG2058AA)
- 停堆状态下中子通量高报警 (RPN403AA 和 RPN417AA)

- 硼表测得的硼含量异常报警 (REN055AA)

2.2.2 操作规程

当电站出现瞬变事件时, 反应堆保护系统的独立保护通道提供保护信号, 以启动紧急停堆, 或者触发投入相应的安全系统, 或者提供给操纵员相应的报警信号, 同时操纵员根据出现的情况, 进入相应操作规程, 进行必要的干预, 把机组引导到安全的状态。GNPS 中操纵员和安全工程师可利用的规程共有四十多个^[6], 不在此一一详述。它们具体的操作及要求可参见 GNPS 相应的规程。

出现意外硼稀释时的操作被列入操作规程 A7 中。对于换料或维修冷停堆状态, 由于预防事故的自动保护系统被闭锁或不可用, 因此进入 A7 程序直接来自重要的报警; 而对于其它停堆状态, 预防稀释的自动保护是可用的, 紧急停堆可特别由控制棒插入堆芯而获得, 紧跟着紧急停堆和 DEC 程序后进入 A7 程序。在所有情况下需要立即执行的行动是:

- 对一次侧进行取样;
- 用质量浓度为 7000 mg/L 的浓硼酸对一回路进行硼化, 以补偿硼稀释。

其它行动是: 诊断并隔离所有稀释来源, 随后稳定核蒸汽供应系统确保反应堆处于安全状态。

当发生自动或手动的紧急停堆后, 或停堆状态中子通量高报警后, 安全工程师 (在停堆状态下一直在现场) 需要执行 SPI 程序, 对某些参数进行监视, 对已进行的 I, A 或 H 程序的操作进行判断与验证, 同时要求执行 I, A 或 H 以外的某些附加操作, 并根据对核蒸汽供应系统主要参数的监视结果, 要求操纵员终止 I, A 或 H 程序, 而进入极限操作程序 U1 规程, 而此时安全工程师执行 SPU 规程, 以证实操纵员在执行 U1 规程中的各种操作。

在丧失供电而导致丧失 3 台主泵的情况下, 执行操作规程 I2.1 和 I2.2, 其中规程 I2.1 对应丧失厂外主电源, 而规程 I2.2 对应丧失全部厂外电源。这两个规程推荐了以下必要的行动以避免硼稀释事故: 投入自动补给系统以终止一个正在进行的硼稀释并使核蒸汽供应系统稳定在自然循环状态。

对维修停堆时的硼稀释情况 (压力壳已打开), 在重返临界后出现的沸腾将导致 RRA 泵因气蚀而丧失, 针对 $RRA < 600 \text{ m}^3/\text{h}$ 的报警 (RRA501AA), DEC 程序引导操纵员进入到操作规程 IRRA2, 然后执行 H1.2 规程, 在确认测试的一次侧水位高于低低水位后, 该规程要求通过一台上充泵, 从换料水箱汲水对一回路补水。

综上所述, 停堆工况下快速硼稀释事故的后果主要取决于操纵员根据事故规程所采取的及时正确的操作。由此可见, 开展事故分析, 加强对事故机理的研究, 从而提高操作员操作技能及风险意识, 并完善事故规程及进行设计修正。

3 风险评价

3.1 事件树的建立及事故序列识别

根据经典的事件树/故障树方法很容易建立起各子初因事件的事件树, 并识别得到可能导致堆芯熔化的事故序列。停堆工况下, 正反应性不可控地引入将导致反应堆重返临界, 甚至可能造成沸腾危机, 热点可能超出设计整定值。因而, 在本研究中将燃料包壳

温度超过 1204 °C, 或燃料贮能大于 200 Cal/g (1 Cal= 4.1868 J) 定义为“堆芯熔化”。鉴于工作量, 事故序列分析中所涉及到的热工水力及物理问题皆参照相关文献的研究结果。

3.2 事故序列量化及事故主逻辑故障树的建立

在传统的 PSA 分析中, 事故序列量化分析均是一个序列一个序列分次完成。而本文的事故序列定量计算仅进行一次计算即可完成。具体作法是: 将过去事件树法和故障树法完全合并起来, 即将故障树联接法进一步拓宽。以该事故导致堆芯熔化作为顶事件, 将所有初因事件所导致的事故序列所对应的故障树, 通过逻辑“或”门合并到一棵大故障树中。该故障树就称为事故主逻辑故障树。需要指出的是主逻辑故障树很大, 尤其是如果对电站所有事故建立起来的电站主逻辑故障树, 其规模就更大了。因此, 必须对主逻辑故障树进行必要的简化, 对故障树的结构进行优化, 以满足计算时间及计算机软硬件的要求。该方法便于进行敏感性分析, 易于根据数据的更新或认识的加深来维护或改善该评价, 同时, 也更加适用于非 PSA 专家的应用, 利于 PSA 分析结果的推广应用。

根据上述构造得到的主逻辑故障树主页见图 1。采用我们为大亚湾核电站开发的可视化 PSA 分析系统 VIRA, 基于法国核电站 750 堆年的运行经验反馈数据, 对主逻辑故障树进行了量化计算。

3.3 计算结果及讨论

大亚湾核电站停堆工况下快速硼稀释事故可能导致堆芯熔化的频率为 1.79×10^{-6} 堆·年。从绝对数值上看, 此堆熔频率已足可引起人们重视, 表明 GNPS 在设计及运行方面存在许多有待改进或完善的地方。法国 EDF 要求由任一事故族造成的不可接受的后果不超过 10^{-7} /堆年, 可见, GNPS 在应付硼稀释事故方面与此要求存在一定差距。表 3 中给出了它与功率工况下单位时间风险值的对比, 我们可以清楚地看到停堆工况下硼稀释事故的单位时间风险与功率工况同处一个量级。这也进一步证明了国外许多文献中的结论^[1, 2, 5, 7]: 停堆工况事故风险与功率工况同为一个量级, 切不可忽视。

表 3 GNPS 停堆工况下硼稀释事故风险与功率工况风险比较

运行工况及初因事件	堆熔频率 堆·年	年平均运行时间 h	单位时间事故风险 $\times 10^{-9}$ 堆·小时
功率工况, 全部内部初因	2.39×10^{-4}	7450	3.21
停堆工况, 硼稀释事故	1.79×10^{-6}	796	2.25

图 2 示出了主逻辑故障树评价结果的前 10 个割集的直方分布。前 10 个割集发生频率约占总堆熔频率的 90%, 其中贡献最大的 5 个割集见表 4。从表 4 及图 2 可知:

(1) 停堆工况下硼稀释事故导致堆熔的割集分布极不均匀, 外电源丧失是支配性初因。因为一回路丧失强迫循环是清水团或冷水团形成的必要条件, 提高外电网可靠性对降低硼稀释事故风险是行之有效的。

(2) 几乎所有割集都与人为误有关。因为一旦快速硼稀释事故发生, 缓解事故主要依靠操作员及安全工程师或维修人员的正确及时的干预。可见, 如果通过人员培训, 加强对事故机理的认识, 减少操作失误率, 通过核安全文化普及教育, 增强电站职工风险意识, 都将有效地降低硼稀释事故风险, 从而提高电站安全性。

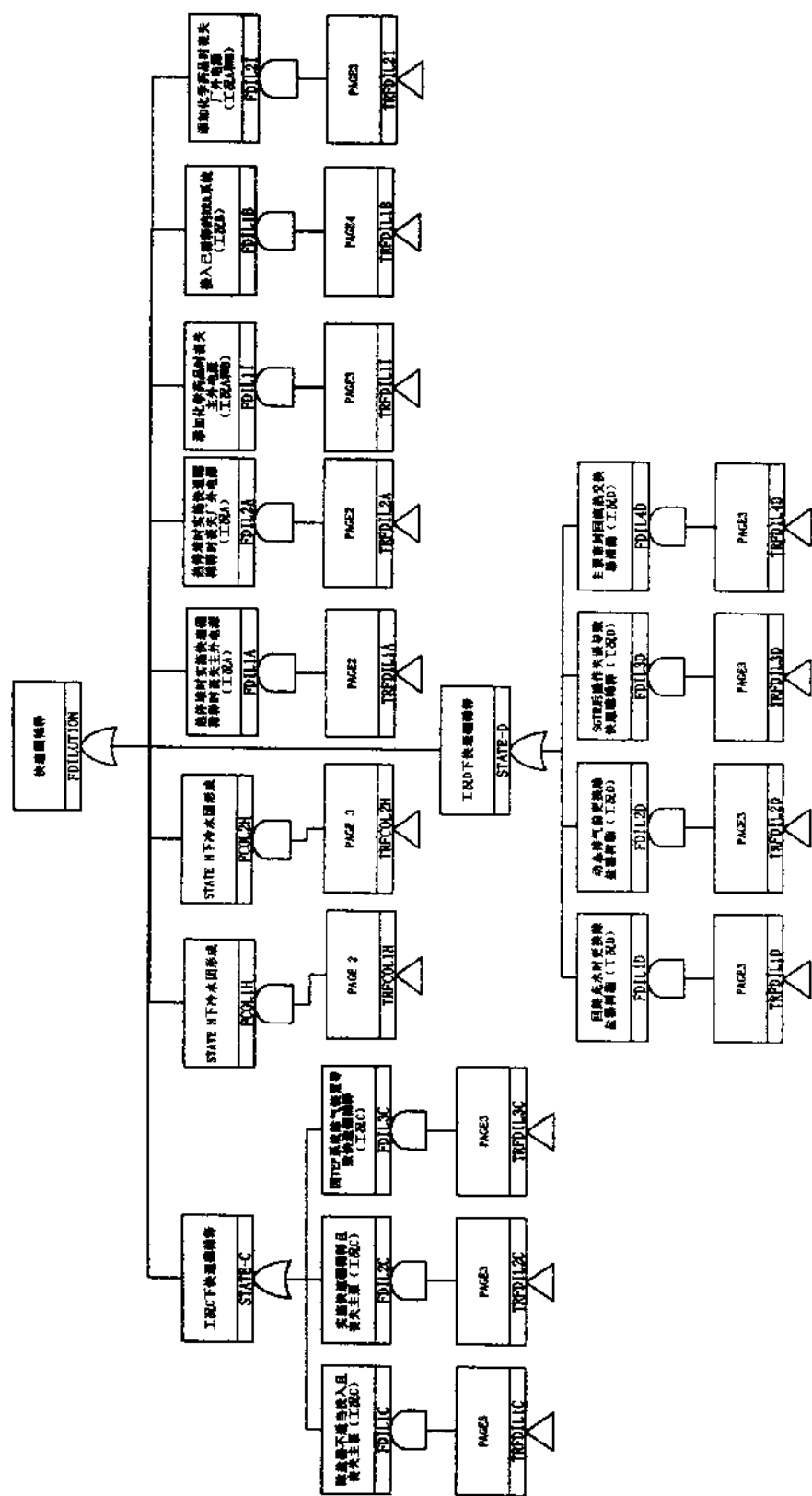


图 1 GNPS 阐释事故上逻辑故障树

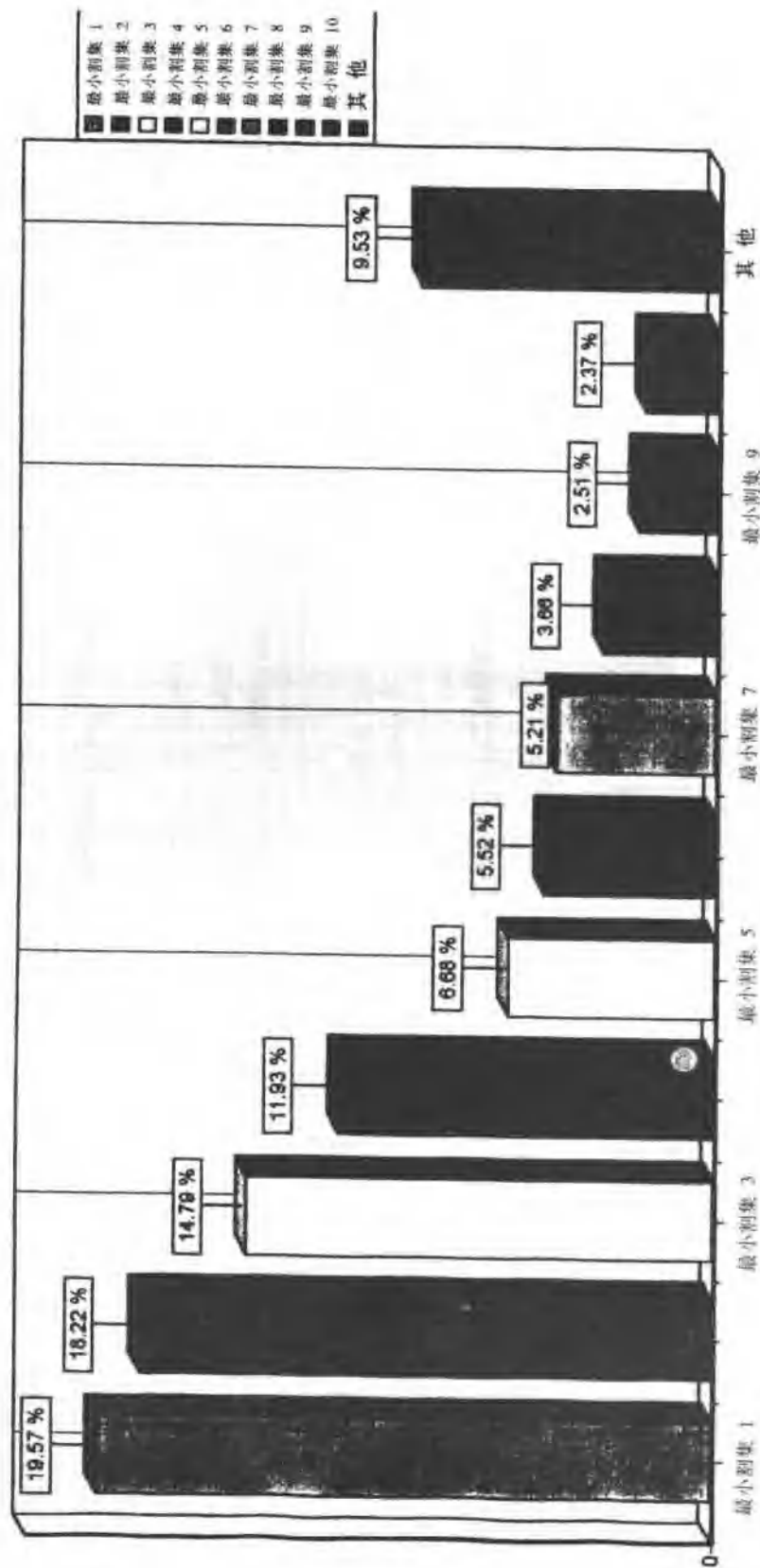


图 2 GNPS 硼稀释事故堆熔频率分布

(3) 停堆工况下一些特殊的操作规程是操作员必须严格遵守的, 否则将增加事故风险。

表 4 贡献最大的 5 个割集描述

割集号	割集组成	发生频率 $\times 10^{-7}/\text{堆} \cdot \text{年}$	百分比 %
1	-FDIL1A: 热停堆下启动重返临界实施硼稀释时丧失主厂外电源 -OP231: 操作员根据主泵低转速及硼稀释信号, 在 72 min 内将化容泵切换至换料水箱失败 -OP232: 72 min 内主泵投入失败	3.51	19.6
2	-FDIL2A: 热停堆下启动重返临界实施硼稀释时丧失厂外电源 -OP241: 操作员根据主泵低转速及硼稀释信号, 在 72 min 内将化容泵切换至换料水箱失败 -RECOVER-FDIL2A: 维修人员及操作员在 72 min 内恢复外电源失败	3.27	18.2
3	-FCOL1H: 热停堆及中间停堆工况下丧失主外电源冷水团形成 -OP261: 操作员通过硼化管线或切换化容泵汲水口至换料水箱失败 -OP262: 2 h 内主泵投入失败	2.65	14.8
4	-FDIL2C: 正常冷停堆工况下实施快速硼稀释时丧失主泵 -OP2111: 操作员违反操作规程 G1, 在该工况下实施快速硼稀释 -OP2112: 操作员在 5 min 内停止硼稀释失败	2.14	11.9
5	-FDIL2D: 维修工况下动态排气前错误投入除盐器 -OP2141: 操作员违反操作规程在动态排气前错误地投入 RCV 混床除盐器 -OP2142: 除盐器未在线至 TEP 系统 -OP2144: 操作员从主控室采用 7000×10^6 浓硼酸实施硼化失败	1.20	6.7

4 结论及建议

通过以 GNPS 为例对停堆工况下硼稀释事故的一级 PSA 分析可知:

(1) 停堆工况下, 压水堆核电站硼稀释事故风险切不可忽视。由于压水堆核电站在安全设计方面对一团清水硼稀释(包括一团冷水)事故重视不够, 加上在系统设计、规程及运行等方面还存在有待改进或完善之处, 电站有关部门应该首先在思想上给予重视, 并在行动上采取切实有效的措施, 以降低该类事故风险, 提高电站安全性。

(2) 降低人误, 提高外电网供电可靠性是降低硼稀释事故风险的关键因素, 尤其是人误。电站有关部门必须下大力气, 普及核安全文化, 增强职工风险意识, 加强对职工尤其是操纵员在停堆事故方面的培训。

(3) 快速硼稀释操作必须严格控制, 最好在管理及规程上重点明确操作的潜在风险, 并作出严格的规定。

(4) 增加自动隔离硼稀释信号及其有关系统。在快速硼稀释时, 如果一旦外电源丧失,

化容泵的汲水口将自动切换到换料水箱,从而停止硼稀释。据悉法国 M310 型核电站及我国岭澳核电站均已采用此设计^[8]。

参 考 文 献

- 1 FROMATOME OWNERS GROUP, DILUTION SYNTHESES REPORT, Report No.: DIL 2, Rev. 0, Dec. 1993
- 2 Diamond D J, et al. Probability and Consequences of Rapid Boron Dilution in a PWR, NUREG/CR-5819, Brookhaven National Laboratory
- 3 U.S. Nuclear Regulatory Commission. Shutdown and Low-Power Operation at Commercial Nuclear Power Plants in the United States, NUREG-1449, Feb. 1992
- 4 广东核电有限公司大亚湾核电站生产部, 技术规格书: 正常运行限值 and 条件, AD/OPS/503, 1996
- 5 Framatome. Evaluationary M310 Nuclear Island, Probabilistic Risk Assessment, Core Damage Frequency Status, ET/SE/DC 746, May 1997
- 6 国家核安全局. 法国核安全实践—法国 90 万千瓦核电站规程, 1988 年 5 月
- 7 CHU T L, et al. Analysis of Core Damage Frequency from Internal Events During Mid-Loop Operations, NUREG/CR-6144, Brookhaven National Laboratory, June 1994
- 8 岭澳核电有限公司. 岭澳核电站与大亚湾核电站设计上的主要差别, 国家核安全局核安全专家委员会第十四次会议文件之二, 1997 年 4 月

CHINA NUCLEAR SCIENCE & TECHNOLOGY REPORT

This report is subject to copyright. All rights are reserved. Submission of a report for publication implies the transfer of the exclusive publication right from the author(s) to the publisher. No part of this publication, except abstract, may be reproduced, stored in data banks or transmitted in any form or by any means, electronic, mechanical, photocopying, recording or otherwise, without the prior written permission of the publisher, China Nuclear Information Centre, and/or Atomic Energy Press. Violations fall under the prosecution act of the Copyright Law of China. The China Nuclear Information Centre and Atomic Energy Press do not accept any responsibility for loss or damage arising from the use of information contained in any of its reports or in any communication about its test or investigations.