



厦门大学学报(自然科学版)  
*Journal of Xiamen University(Natural Science)*  
ISSN 0438-0479,CN 35-1070/N

## 《厦门大学学报(自然科学版)》网络首发论文

题目: CPR1000 全厂断电叠加小破口事故下一回路外部注水策略分析  
作者: 陈艺芬, 黄志翱, 郑剑香, 缪惠芳  
收稿日期: 2019-02-27  
网络首发日期: 2019-04-29  
引用格式: 陈艺芬, 黄志翱, 郑剑香, 缪惠芳. CPR1000 全厂断电叠加小破口事故下一回路外部注水策略分析[J/OL]. 厦门大学学报(自然科学版).  
<http://kns.cnki.net/kcms/detail/35.1070.n.20190428.1139.012.html>



**网络首发:** 在编辑部工作流程中, 稿件从录用到出版要经历录用定稿、排版定稿、整期汇编定稿等阶段。录用定稿指内容已经确定, 且通过同行评议、主编终审同意刊用的稿件。排版定稿指录用定稿按照期刊特定版式(包括网络呈现版式)排版后的稿件, 可暂不确定出版年、卷、期和页码。整期汇编定稿指出版年、卷、期、页码均已确定的印刷或数字出版的整期汇编稿件。录用定稿网络首发稿件内容必须符合《出版管理条例》和《期刊出版管理规定》的有关规定; 学术研究成果具有创新性、科学性和先进性, 符合编辑部对刊文的录用要求, 不存在学术不端行为及其他侵权行为; 稿件内容应基本符合国家有关书刊编辑、出版的技术标准, 正确使用和统一规范语言文字、符号、数字、外文字母、法定计量单位及地图标注等。为确保录用定稿网络首发的严肃性, 录用定稿一经发布, 不得修改论文题目、作者、机构名称和学术内容, 只可基于编辑规范进行少量文字的修改。

**出版确认:** 纸质期刊编辑部通过与《中国学术期刊(光盘版)》电子杂志社有限公司签约, 在《中国学术期刊(网络版)》出版传播平台上创办与纸质期刊内容一致的网络版, 以单篇或整期出版形式, 在印刷出版之前刊发论文的录用定稿、排版定稿、整期汇编定稿。因为《中国学术期刊(网络版)》是国家新闻出版广电总局批准的网络连续型出版物(ISSN 2096-4188, CN 11-6037/Z), 所以签约期刊的网络版上网络首发论文视为正式出版。

# CPR1000 全厂断电叠加小破口事故下一回路外部注水策略分析

陈艺芬, 黄志翱, 郑剑香<sup>✉</sup>, 缪惠芳

(厦门大学能源学院, 福建 厦门 361102)

<sup>✉</sup>通信作者 zww@xmu.edu.cn

**摘要** 严重事故管理导则 (SAMGs) 是目前缓解核电站严重事故进程的主要依据, 而对反应堆一回路进行卸压和补水是严重事故下保证堆芯冷却最常用的策略, 但是目前的 SAMGs 对于外部注水策略并没有给出具体的操作指导。所以, 本研究以我国目前广泛应用的 CPR1000 核电站作为研究对象, 以全厂断电叠加小破口事故作为基础事故序列, 采用模块化严重事故分析程序对其进行建模, 并对一回路外部注水策略进行了详细分析。结果表明, 根据不同外部注水时间采取合适的卸压速率及注水流量可有效缓解事故进程, 使堆芯冷却, 防止压力容器失效, 大量放射性外泄。该研究成果可为完善 CPR1000 核电站 SAMGs 中外部注水的具体措施以及核电厂类似序列的培训课程提供参考。

**关键词** CPR1000; 严重事故管理导则; 全厂断电; 小破口失水事故; 卸压; 外部注水

中图分类号 F407.23

文献标志码 A

DOI: 10.6043/j.issn.0438-0479.201902021

## Analysis of primary external water injection strategies of small break loss-of-coolant accident along with station black-out sequence for CPR1000

CHEN Yifen, HUANG Zhi'ao, ZHENG Jianxiang<sup>✉</sup>, MIAO Huifang

(College of Energy, Xiamen University, Xiamen 361102, China)

**Abstract** Severe accident management guidelines (SAMGs) is the key guidance for alleviating severe accidents in nuclear power plants. Among them, depressurization and water injection for the primary coolant system are the most commonly used strategies to ensure core cooling. However, the current SAMGs does not provide specific operational guidance for external water injection strategy. Thus, in this paper, the effects of primary system of CPR1000 nuclear power plant external water injection under Station Black-out (SBO) and Small Break Loss-of-Coolant Accident (SBLOCA) are analyzed using a modular severe accident analysis code. The results show that proper depressurized rate and water injection flow rate based on different external water injection time can effectively alleviate the process of the accident, cool the reactor core, and prevent the failure of the pressure vessel and the release of a large amount of radioactivity. The results of this study can provide references for improving specific measures of external water injection in SAMGs of CPR1000 nuclear power plant and for the training courses of similar sequences in nuclear power plants.

**Key words** CPR1000; SAMGs; station black-out; small break loss-of-coolant accident; depressurize; external water injection

2011 年日本福岛核事故的发生给全世界的核电人敲响了一记警钟<sup>[1]</sup>。该严重事故发生后, 核安全被重新评估和定义, 我国国家核安全管理局也要求目前在运和在建的核电站必须提高严重事故缓解能力<sup>[2]</sup>, 此后, 严重事故管理导则 (SAMGs) 的有效性及适用性验证成为了我国核电发展的一大研究热点, 另外, 也十分有必要对不同工况下 SAMGs 的严重事故缓解策略进行深入的分析<sup>[3]</sup>。

收稿日期: 2019-02-27

基金项目: 厦门大学能源学院发展基金 (2017NYFZ01)

网络首发时间: 2019-04-29 13:18:07 网络首发地址: <http://kns.cnki.net/kcms/detail/35.1070.n.20190428.1139.012.html>

SAMGs 不同于一般的事故应急处理规程，它是在严重事故下用于主控室和技术支持中心的可执行文件，提供了堆芯可能损坏情况下对于严重事故的响应，执行条件为：当堆芯出口温度大于  $650^{\circ}\text{C}$  且执行相应的事故应急处理规程时，堆芯无法成功冷却。近年来，世界各国的研究人员对现有的 SAMGs 进行了大量的验证工作。而为了充分保证堆芯的冷却，对一回路进行卸压和补水是最常用和最重要的策略<sup>[4,5]</sup>。

2011 年 Chatterjee 等验证了 VVER-1000 核电站在高压和低压严重事故序列下的一回路和二回路注水策略，得出了向蒸汽发生器补水并不足以阻止堆芯恶化的结论<sup>[4]</sup>。2012 年 Song 等发现了韩国 SAMGs 在冷却熔融堆芯方面的不足，并提出了 3 种 SAMGs 的改进方案<sup>[7]</sup>。2015 年 Park 等则对反应堆主系统和蒸汽发生器采用消防车应急注水的严重事故管理策略进行了评估，认为该策略对长期全厂断电非常可行，但对短期全厂断电可能无效<sup>[8]</sup>。2016 年 Park 等分析了核电站长期全厂断电下的严重事故管理，详细研究了卸压与补水的影响<sup>[9]</sup>。但是，这些研究往往只关注一般的严重事故，如全厂断电、管道破口、丧失主给水等被美国核管会列为先进反应堆后果分析基本序列的事故<sup>[10]</sup>。而全厂断电叠加小破口等超设计基准事故的现象往往比较复杂，影响因素众多，在实施一回路卸压和补水策略时会产生很多的不确定性<sup>[11,12]</sup>。

在开展严重事故的缓解工作时，需要按照 SAMGs 的具体要求采取相应的缓解措施。就一回路而言，如果压力大于  $1.9\text{MPa}$ ，那么首先应该对一回路进行卸压，如果卸压之后堆芯出口温度仍然大于预设值，则继续对一回路进行补水以维持堆芯冷却。核电站在严重事故下的堆芯补水策略主要有两种方式，即内部注水和外部注水<sup>[12]</sup>。内部注水是指利用核电站内已有的水源及水泵向反应堆内注水，如应急堆芯冷却系统中的安注箱、高低压安注泵、上充泵等。外部注水则指利用厂外备用的水泵向反应堆内注水，如：消防水车、移动式的柴油泵等，通常采取将外部注水接口与堆芯应急冷却系统管道相连，并接入外部水源的方式。在某些特殊的事故序列下（如福岛核事故），核电站内的高低压安注泵及上充泵都失去电源无法工作，所以只能借助非能动的安注箱进行内部注水。但由于安注箱的储水量有限，无法实现长期的堆芯冷却，所以外部注水对于严重事故的缓解就显得尤为重要。而相对于其他复杂的缓解措施，外部注水的原理简单，成本低，可行性高，且效果好，所以受到了广泛的重视。

然而，由于事故下的核电站厂外条件十分复杂，所以外部注水方式的准备及建立工作往往需要一定的时间，而这一时间很大程度上依赖于厂外条件、日常训练以及操作员的熟练程度，因此，这项工作具有很大的不确定性。而针对这种情况，目前的 SAMGs 并没有给出具体的指导意见，而是仅仅依靠操作员的经验和临场判断，故而存在非常大的人因风险，不利于实际事故缓解工作的开展。所以，对外部注水策略，如卸压速率、注水时间、注水流量等因素在各种工况下的应用方式进行详细分析具有十分重要的意义。

本研究选取全厂断电叠加小破口事故为基础事故序列，运用模块化严重事故分析程序对 CPR1000 核电站中的外部注水策略进行了敏感性分析：首先，对基础事故序列的相关现象及事故进程进行了描述，在此基础上，对外部注水前的一回路卸压策略进行了敏感性分析并得出不同情况下的最佳卸压策略；其次，在采用最佳卸压策略的基础上，详细分析了采取外部注水策略时，不同外部注水时间、不同流量对于事故缓解的影响；最后，提出了一种更为优化的、便于操作员运用的外部注水策略以提高严重事故缓解的效率。本研究成果可为 CPR1000 核电站 SAMGs 的完善以及核电厂类似序列的培训课程提供参考。

## 1 模型和假设

### 1.1 模型介绍

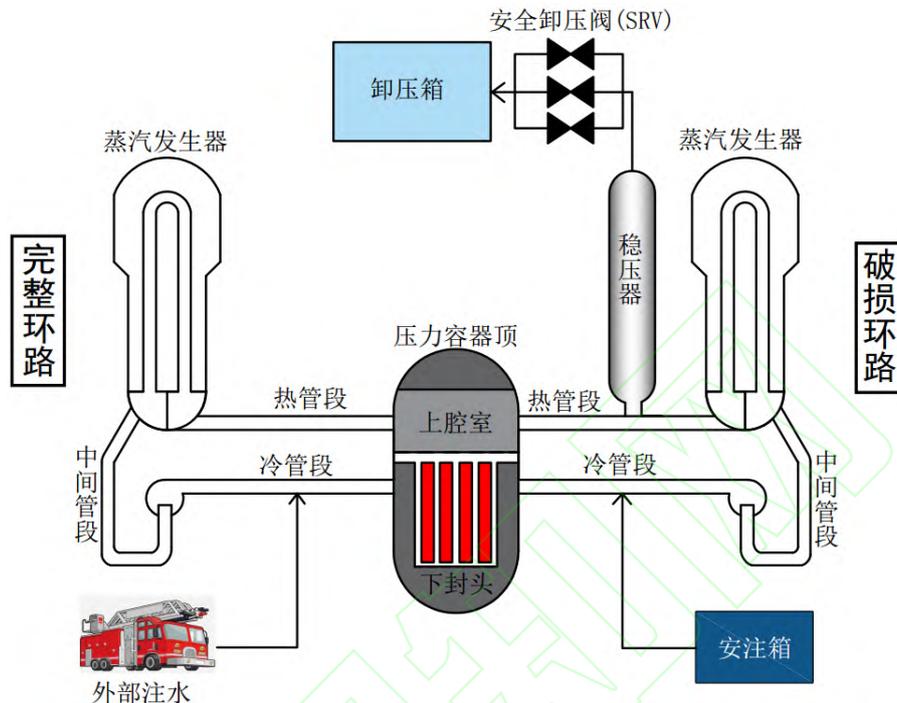


图 1 CPR1000 反应堆一回路节点图  
Fig.1 Nodalization of CPR1000 main coolant system mode

CPR1000 核电站是我国在引进、消化和吸收国外先进核电技术的基础上，结合自身二十多年来的运行经验和自主创新开发出的一款主流商用压水堆<sup>[13]</sup>。本研究所使用的模块化严重事故分析程序是目前用于轻水堆核电站严重事故分析的主流软件之一，其可对严重事故发展的全过程进行模拟计算及量化分析，其中包括事故后一回路的响应、安全壳的状态以及裂变产物释放情况等<sup>[14]</sup>，借助该程序对 CPR1000 核电站进行建模，主要节点划分如图 1 所示。本研究在建模时将反应堆一回路系统分为破损环路和完整环路两类，其中，稳压器位于破损环路上，其余 2 个环路则被合并为一个完整环路。CPR1000 核电站的稳压器上设有 3 个并联的安全卸压阀，这 3 个安全卸压阀在一回路压力超过其设定值（分别为 16.6，17.0 和 17.2 MPa）后会自动开启，以达到卸压的目的<sup>[15]</sup>。CPR1000 核电站共设有 3 个安注箱，在一回路压力低于 4.235 MPa 时安注箱会自动启动，将冷却剂注入每个环路的冷管段中，安注箱的总储水量为 99.6t。而外部注水则通过连接消防车与完整环路冷管段的方式建立，假设外部注水水源充足，消防车可在一回路压力低于 1.8 MPa 时提供 100 kg/s 以内可控流量的冷却剂<sup>[11]</sup>。

### 1.2 基本假设

本研究以全厂断电叠加小破口事故为基础事故序列，对卸压策略、外部注水时间和外部注水流量进行了敏感性分析，在分析过程中不对二回路进行任何的人为干预，并假设外部注水的水源充足。在模拟过程中，压力容器失效后即停止计算。

其中基础事故序列的假设如下：1) 0 s 时发生全厂断电事故；2) 0 s 时一回路破损环路的冷管段发生面积为 20cm<sup>2</sup> 的小破口<sup>[11]</sup>；3) 无外部注水；4) 无人为干预。在分析完基础事故序列后，执行外部注水策略并进行分析。

## 2 结果与讨论

### 2.1 基本事故序列分析

通过模块化严重事故分析程序计算得到的主要事故进程如表 1 所示。

表1基础事故序列的主要事故进程  
Tab.1 Timing of main accident progression of basic case s

主要事故	发生时间
全厂断电+小破口	0
反应堆停堆	0.1
堆芯开始裸露	3 670
堆芯出口温度达到 650℃	5 057
堆芯活性区全部裸露	5 148
包壳开始失效	5 264
安注箱启动	5 612
安注箱停运	N/A
堆芯熔毁	5 380
一回路压力达到 1.8MPa	N/A
下支撑板失效	15 228
压力容器失效	21 498

注：N/A 表示该事件在计算时间内未发生。

事故发生后，反应堆紧急停堆，堆芯功率下降，同时由于冷管段存在破口，所以一回路压力在前 200s 内急剧下降（图 2(a)），一回路内的冷却剂发生闪蒸现象，产生的蒸汽会聚集在压力容器上方，从而在一段时间阻止一回路压力继续下降。但是，随着冷却剂的不断流失，压力容器内的水位逐渐降低。当冷却剂水位降至冷管段破口高度以下时（1 811 s），压力容器内聚集的水蒸汽迅速从破口流出，导致一回路压力陡然下降（图 2(a)），一段时间后，通过破口流出的蒸汽与堆芯产生的蒸汽达到平衡，一回路压力不再下降并维持在 8.2 MPa 左右。随着冷却剂的不断蒸发，堆芯在 3 670s 时开始裸露（图 2(b)），此时由于堆芯裸露冷却不足，所以燃料温度由于衰变热不断上升（图 2(c)），裸露的堆芯直接加热压力容器上方的蒸汽加剧了冷却剂的蒸发流失，所以一回路压力开始下降（4 000 s 左右），燃料温度持续上升。当燃烧包壳温度上升至 1204K 时（5264s），包壳开始失效，当燃料温度上升至 2499K 时（5380s），堆芯开始熔毁。

如图 3(a)所示，5 612s 时一回路压力下降至低于安注箱压力（低于 4.235MPa），安注箱启动，压力容器内的水位出现回升（图 2(b)），安注箱水量开始减少（图 2(d)）。可以看到，安注箱的启动虽然可以保证堆芯下部的冷却，但无法淹没全部的堆芯活性区（图 2(b)）。在 11000s 左右，由于堆芯上部的熔融物掉落至下部与冷却剂发生反应，所以压力容器内部分冷却剂蒸发使得一回路压力出现一个小峰值（图 2(a)），该峰值随着水蒸气的流失而逐渐消失。由于这段时间内一回路压力大于安注箱压力，所以安注停止，安注箱水量不变（图 2(d)），相应的，压力容器的肿胀水位也会有一个坡度的下降（图 2(b)）。15 228s 时（表 1），如图 2(a)和图 2(d)所示，压力容器内下支撑板失效，熔融物掉落至下封头，与下封头内冷却剂反应生成大量水蒸气，使得一回路内压力上升，安注箱也由于一回路压力太高而停止运作，此时安注箱内还留有大量的冷却剂。由于安注箱无法继续运作，所以堆芯全部裸露并且失去了冷却能力，最终压力容器在 21498s 时失效（表 1）。

上述基础事故序列的分析表明，如果不采用 SAMGs 中的相关事故缓解策略，仅靠一回路内部注水无法使堆芯得到足够的冷却，压力容器会在压力大于 1.9 MPa 的情况下失效，可能会造成高压熔融物喷射（HPME）和安全壳直接加热（DCH）等现象，最终导致安全壳失效，放射性物质外泄。

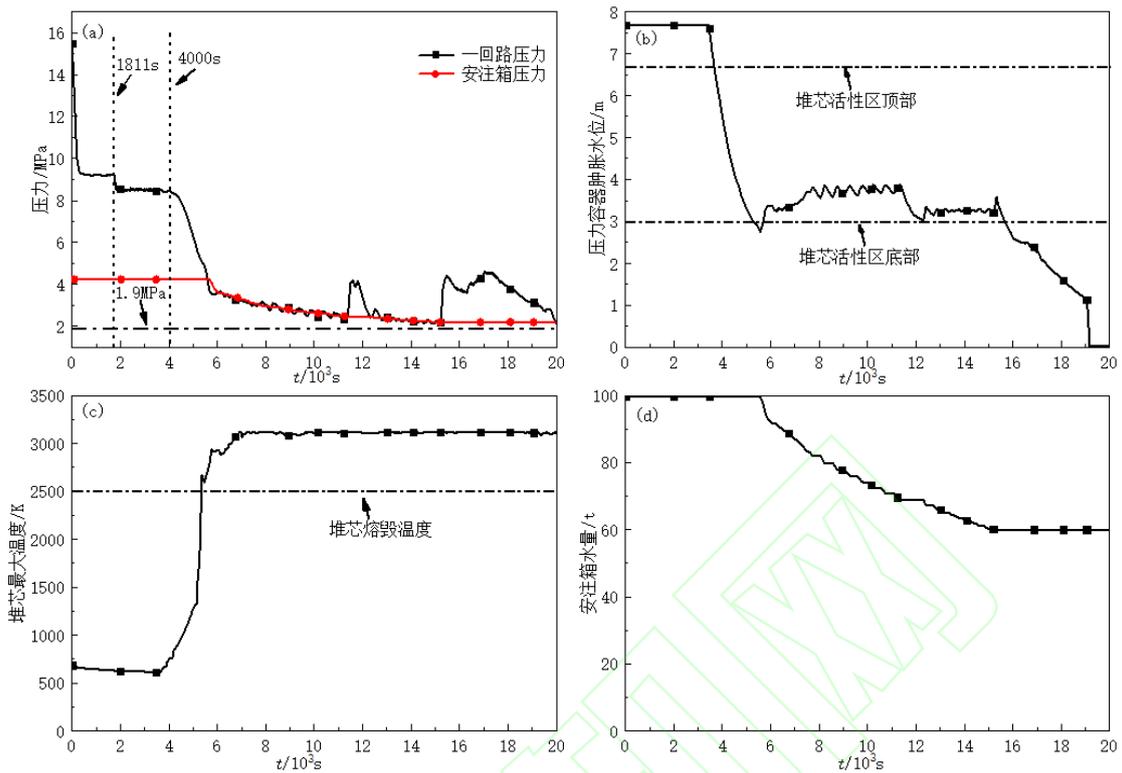


图2 基础事故序列下一回路和安注箱的压力 (a)、压力容器肿胀水位 (b)、堆芯最大温度 (c) 和安注箱水量 (d)  
 Fig.2 Primary circuit pressure and accumulator pressure(a), boiled-up water level in RPV(b), maximum core temperature(c) and water mass of accumulator(d) for basic case

## 2.2 一回路外部注水策略分析

由于在全厂断电叠加小破口的事故条件下，仅靠一回路内部注水无法缓解事故进程，所以采取一回路外部注水策略是阻止事故恶化的重要手段。本节将对外部注水策略进行详细分析。

### 2.2.1 外部补水前的卸压策略

由基础事故序列的分析可知，由于一回路压力过高，如果不人为采取卸压策略，那么便无法执行外部注水操作。所以为了成功建立外部注水，需要人为开启稳压器上的安全卸压阀对一回路进行卸压。而安全卸压阀开启的个数越多，一回路的降压速率也越大。一回路的卸压速率又与安注箱的流量相关，卸压速率太大会导致过多的水蒸气通过卸压阀流失，安注箱内的冷却剂利用率下降，堆芯状态恶化；卸压速率太小同样会导致堆芯的冷却能力不足，堆芯大部分熔毁。所以，如何在外部注水建立前尽可能地阻止事故恶化与卸压速率的选取直接相关，合适的卸压策略对于外部注水策略的实施非常重要。

假设操作员按照 SAMGs 的指示，在堆芯出口温度达到 650℃时（即 5057s 时）手动打开安全卸压阀，对一回路进行卸压，其主要事故进程如表 2 所示。

图 3 为基础事故与开启不同个数安全卸压阀事故情况的对比。安全卸压阀开启后一回路的压力的下降速率增大，开启的安全卸压阀个数越多，一回路降压速率越大（图 3(a)）。随着一回路压力的迅速降低，安注流量也越大，安注箱水量的下降速度越快（图 3(b)）。另外，可以看到，只要打开安全卸压阀，安注箱内的冷却剂均能成功注入一回路，所以与基础事故相比，可以带走更多的衰变热。

表2 不同卸压速率下的主要事故进程  
Tab.2 Timing of main accident progression under different depressurized rates s

主要事故	安全卸压阀开启个数		
	1	2	3
全厂断电+小破口	0	0	0
反应堆停堆	0.1	0.1	0.1
堆芯开始裸露	3 670	3 670	3 670
堆芯出口温度达到 650℃	5 057	5 057	5 057
堆芯活性区全部裸露	5 130	5 107	5 096
包壳开始失效	5 272	5 286	10 050
安注箱启动	5 351	5 251	5 197
安注箱停运	23 755	16 043	6 111
堆芯熔毁	5 401	16 661	10 170
一回路压力达到 1.8MPa	13 645	9 301	6 003
下支撑板失效	30 297	20 009	13 014
压力容器失效	36 514	27 379	16 946

注: N/A 表示该事件在计算时间内未发生.

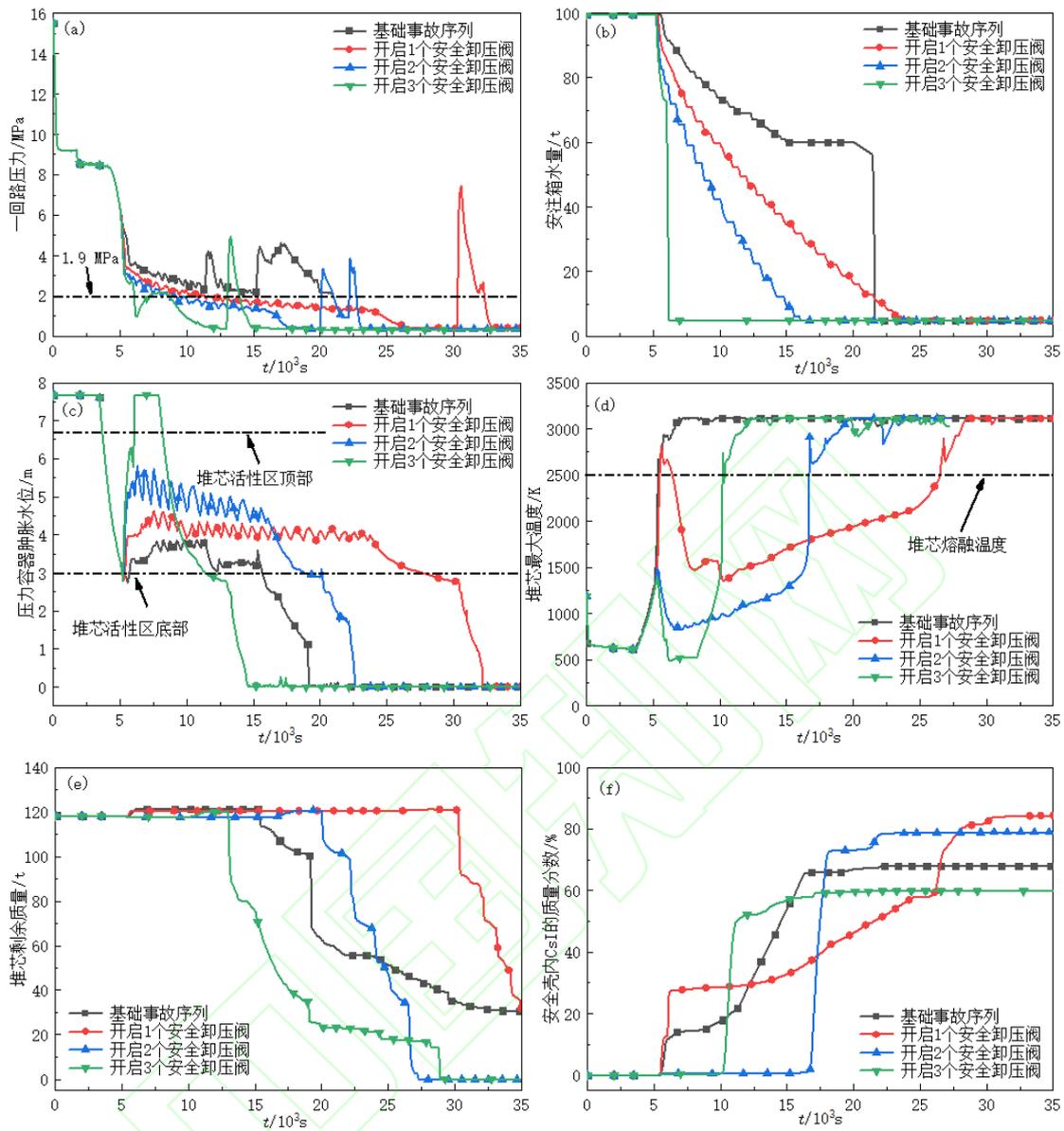


图 3 基础事故序列与开启不同个数安全卸压阀情况下的 (a) 一回路压力; (b) 安注箱水量; (c) 压力容器肿胀水位; (d) 堆芯最大温度; (e) 堆芯剩余质量和 (f) 安全壳内 CsI 的质量分数  
 Fig.3 (a)Primary circuit pressure, (b)water mass of accumulator, (c)boiled-up water level of RPV, (d)maximum core temperature, (e) total mass of core material and (f)mass fraction of CsI in containment for different cases

从图 3(c)中可以看出, 在开启安全卸压阀的情况下, 当安注箱启动且流量不为 0 时, 压力容器肿胀水位相比基础事故都有所提高, 且只有在开启 3 个安全卸压阀的情况下, 冷却剂能够重新淹没堆芯, 具有最大的瞬时冷却效果, 且能够较长时间保持堆芯完整性 (图 3(d))。开启 2 个安全卸压阀则能最长时间保持堆芯的完整性, 堆芯发生熔融的时间最迟 (表 2)。而开启 1 个安全卸压阀则能保持冷却剂尽可能久地淹没堆芯底部, 最大程度地保留堆芯的原有结构 (图 3(e)), 但是, 由于只开启 1 个安全卸压阀时的安注流量太小, 冷却速度不足, 所以会有一部分堆芯先发生熔融 (图 3(d))。另外, 可以看到在下支撑板失效时 (图 3(a)), 一回路压力会出现一个峰值, 这是由于下支撑板失效后, 高温熔融物掉落至下封头, 与下封头内冷却剂反应生成大量水蒸气, 水蒸气会从破口及开启的阀门处泄漏, 在开启 1 个安全卸压阀时, 水蒸气泄漏得少, 所以其一回路压力峰值会比开启 2 个和 3 个安全卸压阀的高。而安全卸压阀的开启会使得安注箱的启动时间提前, 堆芯迅速冷却, 堆芯最大温度降低。但是, 随着安注箱内水的逐渐耗尽, 堆芯温度又会重新上升 (图 3(d)), 最终堆芯熔融, 压力容器失

效(表2)。

图3(f)为安全壳内CsI的质量分数。堆芯开始熔融后,裂变产物开始产生,随后挥发性裂变产物CsI会通过破口和失效的卸压箱释放到安全壳中。可以看到,开启2个或3个安全卸压阀时,CsI的产生时间会延迟,这主要受堆芯熔毁时间的影响(表2)。而开启2个安全卸压阀时,由于堆芯熔毁的时间最晚,所以裂变产物CsI的产生时间最迟,但产生的CsI总量仅次于开启1个安全卸压阀时产生的CsI总量(计算停止前)。而开启3个安全卸压阀的情况下,CsI的产量最少(计算停止前)。

由上述分析可得,由于安注箱的储水量有限,所以当不采取外部注水策略时,人为执行卸压策略能在一段时间内延迟堆芯熔融的进程,这对于外部注水策略的实施具有非常大的参考意义。另外,开启3个安全卸压阀可以使一回路以最大的速率降压,并且安注箱会以最大的流量对一回路进行补水,这会在短时间内提供最大的冷却效果,但同时也会在最短时间内耗尽安注箱中的冷却剂,并且增加冷却剂从破口流失的速率,从而加速压力容器失效的进程。开启1个安全卸压阀虽然可以保持冷却剂尽可能久地淹没堆芯底部,在最长时间保持压力容器的完整性,但会有一部分堆芯先发生熔毁,并生成挥发性裂变产物。而开启2个安全卸压阀则可以提供一个相对较合适的卸压和补水速率,能够最长时间保持堆芯的完整性,延迟堆芯熔毁的时间。

从上述分析可得:

开启3个安全卸压阀可以提供最快的卸压速率,在最短时间内达到外部注水的设定压力(图3(a));而开启2个安全卸压阀可以在保证最长时间的堆芯完整性(图3(d));开启1个安全卸压阀时,虽然早期冷却速率有限,部分堆芯有熔毁风险,但是可以在最长时间避免堆芯活性区完全裸露(图3(c)),期间堆芯的损坏程度也最小(图3(e))。

因此,若外部注水能在短时间(10 000s左右)内建立,则建议开启3个或2个安全卸压阀,此时堆芯活性区内尚余部分冷却剂(图3(c)),部分堆芯仍被水淹没,全部堆芯均未发生熔毁(图3(d)),若能成功注水便能避免堆芯继续升温;若首要考虑堆芯的完整性,且外部注水能在16 000s左右建立,则建议先开启2个安全卸压阀;另外,若外部注水无法在27 000s内建立,则建议开启1个安全卸压阀,才能保证这期间最小程度的堆芯熔毁(图3(d))。

### 2.2.2 外部补水策略分析

利用2.2.1的结论,采取合适的卸压方式将一回路压力卸压至消防水车的注入压力(1.8 MPa),之后对完整环路的一回路冷管段采取外部注水措施。一般在制定严重事故缓解措施时,会建议在成功建立外部注水之后,将一回路水位控制在破口高度以下,避免过多的冷却剂流至安全壳。但由于发生严重事故时电厂的实际情况较为复杂,一回路仪器仪表发生故障的概率大,水位示数存在出错的可能(如福岛核事故<sup>[16]</sup>),所以建议在实际的事故缓解过程中,若不确定反应堆已冷停堆,则不停止外部注水。本研究在不考虑破口高度的前提下,分别假设在3个不同的时间点成功建立外部注水,分析不同外部注水流量在这3种情况下对于事故进程的缓解情况。

#### 1)策略1

假设外部注水能于事故发生后2.5h(9 000s)建立,则在堆芯出口温度达到650℃时手动开启3个安全卸压阀。在该条件下对比分析注水流量为5, 10, 20, 40和60kg/s对于事故缓解的影响。

如图4所示,当外部补水流量大于10 kg/s时,冷却剂可以在短时间内注满堆芯,使堆芯得到快速冷却,使得堆芯最大温度均低于熔融温度,有效防止堆芯熔毁。而只要外部补水流量大于5 kg/s,就能有效阻止堆芯熔毁,抑制氢气的产生;而在流量为5 kg/s的情况下,由于堆芯活性区无法被全部淹没、充分冷却,所以堆芯上部还是发生了熔融现象,并且生成了大量的氢气。另外,由于冷却水会从一回路破口流至安全壳,所以外部补水在冷却堆芯的同时也会造成安全壳内水位的上升,注水流量越大,水位上升得越快。

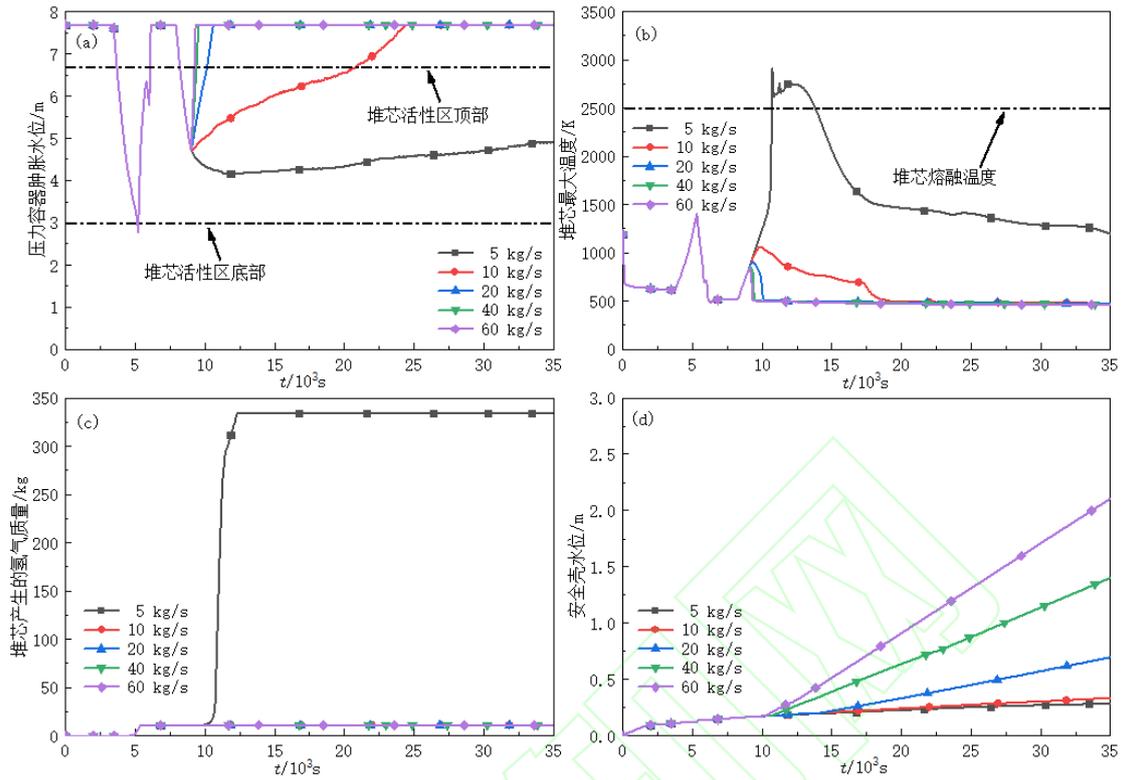


图4 策略1中不同流量下的压力容器肿胀水位(a), 堆芯最大温度(b), 堆芯产生的氢气质量(c)和安全壳水位(d)  
 Fig.4 Boiled-up water level measured from bottom of RPV(a), maximum core temperature(b),integrated mass of H<sub>2</sub>generated in core(c) and water level in containment(d) for Case 1 with different flow rates

2)策略 2

假设外部注水能于事故发生后 4.5h (16 200s) 建立, 则在堆芯出口温度达到 650°C时手动开启 2 个安全卸压阀。在该条件下对比分析注水流量为 10, 20, 40, 60 和 80kg/s 对于事故缓解的影响。

如图 5 所示, 当外部注水流量不小于 40 kg /s 时, 冷却剂可以在短时间内注满堆芯, 使堆芯得到快速冷却, 有效阻止堆芯熔化, 减少氢气的产生; 而在注水流量为 10 和 20 kg /s 时, 由于冷却速率不足, 所以在冷却剂淹没堆芯之前, 堆芯上部还是发生了熔融现象, 并且生成了大量的氢气, 注水流量越小, 产生的氢气质量越大。同样的, 注水流量越大, 安全壳内水位也上升得越快。

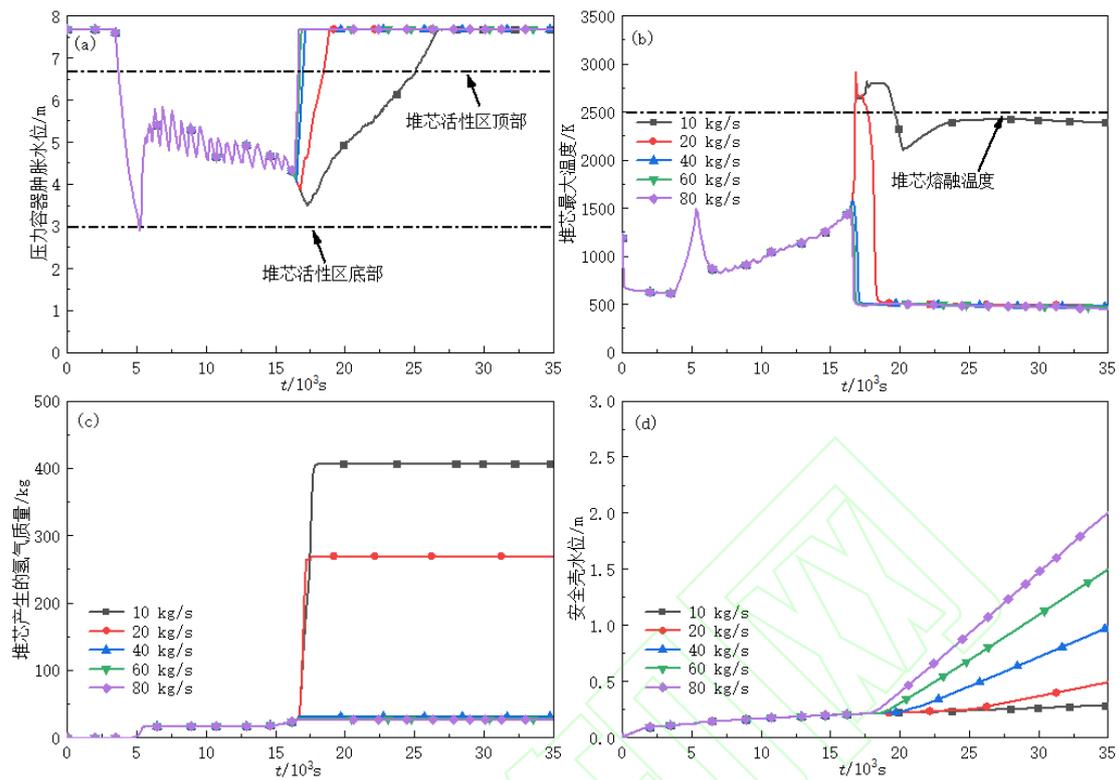


图5 策略2中不同流量下的压力容器肿胀水位(a), 堆芯最大温度(b), 堆芯产生的氢气质量(c)和安全壳水位(d)  
Fig.5 Boiled-up water level measured from bottom of RPV(a), maximum core temperature(b), integrated mass of 氢气 generated in core(c) and water level in containment(d) for Case 2 with different flow rates

### 3)策略3

假设外部注水能于事故发生后 7.0h (27 000s) 建立, 则在堆芯出口温度达到 650℃时手动开启 1 个安全卸压阀。在该条件下对比分析注水流量为 10, 20, 40, 60 和 80kg/s 对于事故缓解的影响。

如图 6 所示, 在外部注水建立时, 由于堆芯内燃料温度较高, 所以冷却剂注入后会立即与高温包壳反应生成氢气, 堆芯产生的氢气质量增加。当外部补水流量不小于 20 kg /s 时, 冷却剂可以在短时间内注满堆芯, 使堆芯得到快速冷却, 但由于此时大部分堆芯已发生熔毁掉落至堆芯下部, 大量的冷却水注入堆芯会使得堆芯下方的熔融金属瞬间发生凝结, 从而阻碍冷却水的流动, 使得堆芯中部的部分燃料无法得到冷却, 温度上升, 最后发生熔毁。而当外部注水流量为 10 kg/s 时, 堆芯冷却速率较慢, 堆芯最大温度上升; 在 34 000 s 左右, 由于压力容器内下支撑板失效, 大量熔融物掉落至下封头与下封头内的冷却剂发生反应, 产生的水蒸气很快从破口或失效的卸压箱流失, 压力容器肿胀水位下降, 后由于注水流量过小, 堆芯冷却不足, 堆芯最大温度上升。当注水流量为 20 kg/s 时, 可以看到, 堆芯冷却效果最好, 堆芯最大温度可被控制在熔融温度以下。

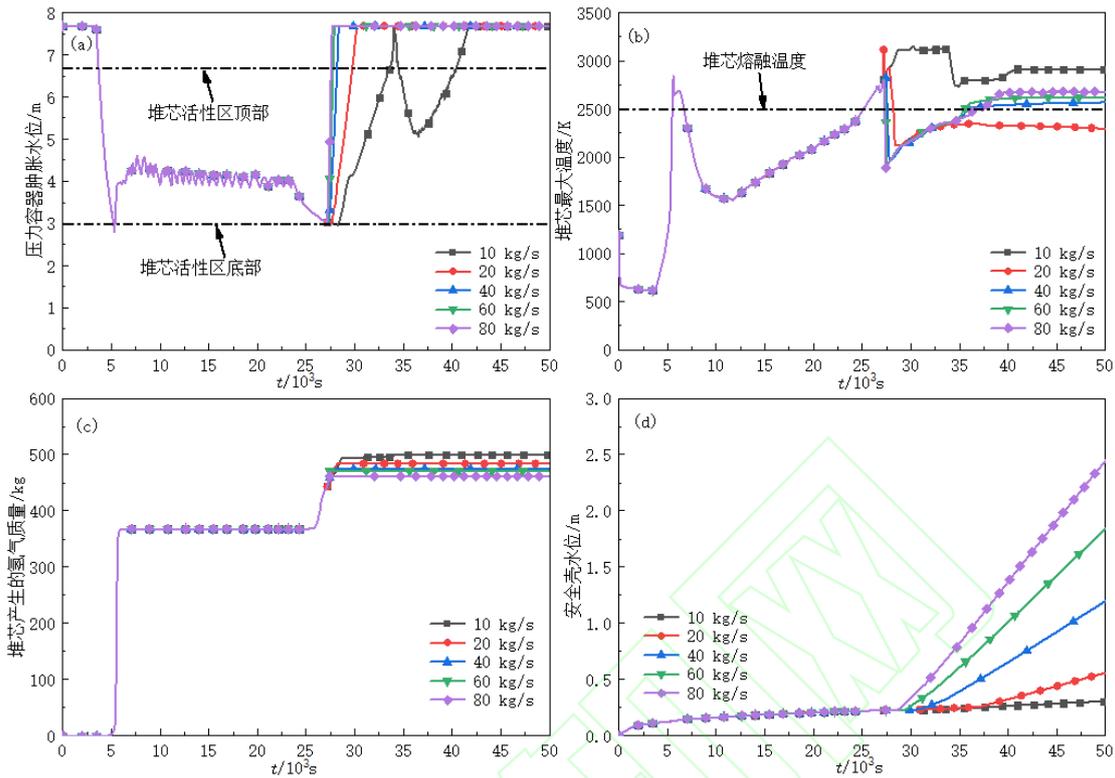


图6 策略3中不同流量下的压力容器肿胀水位 (a), 堆芯最大温度 (b), 堆芯产生的氢气质量 (c) 和安全壳水位 (d)  
 Fig.6 Boiled-up water level measured from bottom of RPV (a), maximum core temperature (b), integrated mass of H<sub>2</sub> generated in core(c) and water level in containment(d) for Case 3 with different flow rates

从以上 3 个策略的分析可以看出，如果外部补水在 2.5 h (9 000 s) 启动，那么开启 3 个安全卸压阀并采取适当的注水流量便能够有效缓解事故进程，这也验证了 2.2.1 的结论。另外，由于安全壳内放置了大量的电气设备，安全壳内水位的上升会威胁到设备的完整性，所以在策略 1 下，外部注水流量应取 20 kg/s 为宜，这样，既能有效阻止堆芯的恶化，又不会对安全壳内的设备造成威胁；如果外部补水能在 4.5 h (16 200 s) 启动，那么开启 2 个安全卸压阀并采取适当的补水流量便能够有效缓解事故进程，且外部注水流量应取 40 kg/s 左右为宜；如果外部注水能在 7.0 h (27 000 s) 启动，那么开启 1 个安全卸压阀并采取适当的注水流量便能够有效缓解事故进程，外部注水流量应取 20 kg/s 为宜。

### 3 总结

本研究选取全厂断电叠加小破口事故为基础事故并运用模块化严重事故分析程序对 CPR1000 核电站中的外部注水策略进行了详细的敏感性分析。

结果表明，在该严重事故情况下，开启 3 个安全卸压阀可以提供最快的卸压速率，在最短时间内达到外部注水的设定压力，若外部注水能在短时间内 (10 000s 左右) 建立，则建议开启 3 个安全卸压阀，并采取 20kg/s 左右的注水流量；开启 2 个安全卸压阀可以在保证堆芯完整性的前提下，提供最长的冷却时间。若首要考虑堆芯的完整性且外部注水能在 16 000s 左右建立，则建议开启 2 个安全卸压阀，并采取 40kg/s 左右的注水流量；开启 1 个安全卸压阀时，虽然早期冷却速率有限，部分堆芯有熔毁风险，但是可以保证最长时间的堆芯冷却及最小程度的堆芯损坏。若外部注水能在 27 000s 左右建立，则建议开启 1 个安全卸压阀，并采取 20kg/s 左右的注水流量。

根据不同外部注水时间采取合适的卸压速率及注水流量可有效缓解事故进程，成功冷却堆芯，防止压力容器失效，大量放射性外泄。本研究结果可为完善 CPR1000 核电站 SAMGs 的外部注水策略及实际事故的缓解规程提供参考，弥补国内在严重事故管理框架下一回路外部注水研究的缺失，让操作

员在预估外部注水时间的情况下，选择合适的卸压速率，并确定相应的注水速率，有效缓解事故。同时，该结果还可为核电厂类似序列的培训课程提供一定帮助。本文对于外部注水策略的有效性评价是从能否保持压力容器完整性的角度出发，避免大量放射性外泄，若要缓解堆芯熔融情况还需要与其他缓解措施相结合起来分析。

#### 参考文献:

- [1] INOUE K, HOSODA M, SUGINO M, et al. Environmental radiation at Izu-Oshima after the Fukushima Daiichi nuclear power plant accident[J]. *Radiation Protection Dosimetry*, 2012, 152(1-3):234-237.
- [2] 张力. 日本福岛核电站事故对安全科学的启示[J]. *中国安全科学学报*, 2011, 21(4): 1-6.
- [3] PARK R J, HONG S W. Effect of SAMG entry condition on operator action time for severe accident mitigation[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2011, 241(5):1807-1812.
- [4] 孙吉良, 肖岷, 黄辉章, 等. 大亚湾核电站严重事故管理导则[J]. *核动力工程*, 2003(s2): 5-8.
- [5] JEON I S, HAN S H, KANG S H, et al. Development of a feed-and-bleed operation strategy with hybrid-SIT under low pressure condition of PWR[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2017, 314:150-164.
- [6] CHATTERJEE B, MUKHOPADHYAY D, LELE H G, et al. Severe accident management strategy verification for VVER-1000 (V320) reactor[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2011, 241(9):3977-3984.
- [7] SONG J, HUH C, SUH N. Improvement of molten core cooling strategy in a severe accident management guideline[J]. *Nuclear Technology*. 2012,178(3):258-266.
- [8] PARK S Y, AHN K I. Evaluation of an accident management strategy of emergency water injection using fire engines in a typical pressurized water reactor[J]. *Nuclear Engineering and Technology*, 2015, 47(6):719-728.
- [9] PARK J W, SEOL W C. Considerations for severe accident management under extended station blackout conditions in nuclear power plants[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2016, 88:245-256.
- [10] CHANG R. State-of-the-art-reactor consequence analyses (SOARCA) report[R]. North Bethesda: Nuclear Regulatory Commission, 2012:153-157.
- [11] LIANG H, YAPEI Z, LONGZE L, et al. Investigation of severe accident scenario of PWR response to LOCA along with SBO[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2015, 83:159-166.
- [12] IGNACIO G, HUGO S, STIEGLITZ R, et al. Analysis of primary bleed and feed strategies for selected SBLOCA sequences in a German Konvoi PWR using ASTEC V2.0[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2017, 110:818-832.
- [13] 中国广东核电集团有限公司. 中国改进型压水堆核电站 CPR1000 简介[J]. *现代电力*, 2006, 23(5): 36-38.
- [14] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. MAAP4 Applications Guidance - Desktop Reference for Using MAAP4 Software, EPRI TR-1020236 [R]. Palo Alto: Electric Power Research Institute, 2005.
- [15] 黄志翱, 张泽枫, 缪惠芳, 等. 严重事故下蒸汽发生器传热管诱发破裂现象及其缓解策略分析[J]. *厦门大学学报（自然科学版）*: 2019, 58(2): 260-268.
- [16] ABE S. The Fukushima-1 nuclear power plant accident[J]. *Fukushima Nuclear Power Plant Accident*, 2015, 182(7):1-20.