

DOI:10.19431/j.cnki.1673-0062.2019.06.010

基于浮动式核电站的严重事故源项分析评估技术体系研究

邹树梁^{1,2}, 吴 慧^{1,2}, 黄斌海^{1,2}, 刘泓君^{1,2}, 周 轶^{1,2}

(1. 南华大学 资源环境与安全工程学院, 湖南 衡阳 421001; 2. 核设施应急安全作业技术与装备湖南省重点实验室, 湖南 衡阳 421001)

摘 要: 目前针对陆地核电站严重事故开展的源项分析不完全适用于浮动式核电站。以浮动核电站严重事故为研究领域, 基于对国内外核电站、研究堆、船用堆源项分析方法和后果评价方法的相关研究, 根据浮动核电站的特点, 确定了严重事故源项分析计算软件和计算方法, 构建出源项分析技术路线图, 从而建立了基于浮动核电站严重事故的“MELCOR 耦合 FLUENT-MACCS”源项评估技术体系。为浮动式核电站的安全运行、安全审评及环境评价提供放射性源项方面的数据支持, 为核应急决策提供进一步的理论基础。

关键词: 浮动核电站; 严重事故; 源项分析

中图分类号: TM623 **文献标志码:** A **文章编号:** 1673-0062(2019)06-0052-08

Research on Analysis and Evaluation Technology System of Serious Accident Sources Based on Floating Nuclear Power Plant

ZOU Shuliang^{1,2}, WU Hui^{1,2}, HUANG Binhai^{1,2}, LIU Hongjun^{1,2}, ZHOU Yi^{1,2}

(1. School of Resources Environment and Safety Engineering, University of South China, Hengyang, Hunan 421001, China; 2. Hunan Provincial Key Laboratory of Emergency Safety Technology and Equipment for Nuclear Facilities, Hengyang, Hunan 421001, China)

Abstract: Source term analysis for serious accidents in terrestrial nuclear power plants is not fully applicable to floating nuclear power plants. Taking the serious accident of floating nuclear power plant as the research field, based on the related research on source term analysis method and consequence evaluation method of nuclear power plant, research reactor and marine reactor at home and abroad, and according to the characteristics of floating nuclear power plant, the software and calculation method of source term analysis and calculation are determined, and the roadmap of source term analysis technology is constructed. A

收稿日期: 2019-07-20

基金项目: 国防科技工业核动力技术创新中心科研项目(HDLCXZX-2018-HB-016)

作者简介: 邹树梁(1956-), 男, 教授, 博士生导师, 主要从事核安全与核应急方面的研究。E-mail: zousl2013@126.com

MELCOR coupled FLUENT-MACCS source item evaluation system based on serious accident of floating nuclear power plant is established. It provides data support for safe operation, safety review and environmental assessment of floating nuclear power plants, and provides further theoretical basis for nuclear emergency decision-making.

key words: floating nuclear power plant; serious accident; source item analysis

0 引言

严重事故是指严重超出设计基准事故并使堆芯状况显著恶化的事故工况;其导致放射性物质直接排放至环境中并对环境产生重大影响,或者由于若干初因事件叠加而造成的事故也可称之为严重事故^[1]。在已有的研究中,有两点值得注意,首先是针对反应堆严重事故的研究较多,并且大多采用一体化软件对例如电站停电(station black-out accident, SBO)引起的严重事故进行建模和分析,并根据事故场景对SBO的响应进行仿真,在稳态计算的基础上,引入SBO事故进行瞬态计算,与设计值吻合较好^[2-5]。第二点是现有研究中对源项的释放迁移规律研究较少,且对源项的研究主要是以陆地核电厂为研究对象,利用一体化安全分析程序研究严重事故下惰性气体类、挥发类和非挥发类裂变产物释放、迁移特性及分布状况,计算释入环境的源项^[6-9]。

更细分地看,第二个特点亦明显地反映在浮动核电站严重事故的研究上,在该领域里,目前还未建立起完整的源项技术评估体系。浮动式核电站基于海洋环境的复杂性和船舶腔体的有限性,与陆地核电站有很大的区别,针对陆地核电站开

展的源项分析不完全适用浮动式核电站。虽然在历史和科学理论中,浮动式核电站发生严重事故的几率并不高,但是这并不等于零的可能性,该类核电站在遭遇严重事故下所造成的危害极大,所以本文欲通过对国内外核电站、研究堆、船用堆源项分析方法和后果评价方法的分析,重点旨在构建严重事故源项分析技术路线图,建立基于浮动核电站严重事故的源项评估技术体系,从而为浮动式核电站的安全运行、安全审评及环境评价提供放射性源项方面的理论支持与参考,为核应急决策提供后续的理论基础。

1 浮动核电站严重事故特点

浮动式核电站(floating nuclear power plant, FNPP)是船舶工程和核工程有机结合的产物,它配备核反应堆及发电系统,具有利用核能实现电力供应、供热、海水淡化等功能,可用于服务在没有电网、人口稀少、临近海洋之地,例如南极和北极地区的石油开发,另外,该类核电站还可应用在能源密集型的海水淡化领域^[10-12]。船用反应堆受海洋影响大,且船舶自身空间受限,与核电厂反应堆相比,系统更为复杂,运行和管理要求很高。图1为浮动式核电厂一回路系统示意图。

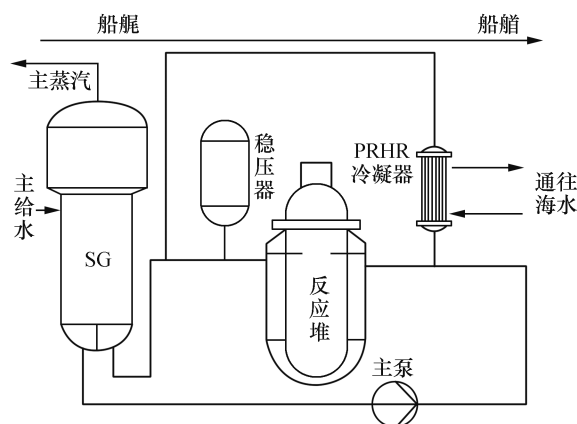


图1 浮动式核电厂一回路系统示意图

Fig.1 Figure of RCS of Floating Nuclear Power Plant

通过对浮动式核电站和陆地核电站的比较分析后,前者的事故源项特征总结如下:

1)在反应堆的功率比较中,船用堆功率远小于核电站反应堆,遭遇同类事故下,前者的放射性物质释放量亦远不及后者。

2)在具体工况中,因船用堆更加多变的特点,一旦发生核事故,在该类情况下对放射性物质进行成功描述的难度会显著增大。

3)浮动式核电站本身异于陆上核电站的稳定性,跟随时间、地点的变动而带来的后果则是对放射性物质释放模式的把控不易。

4)基于上述所说的浮动式核电站本身的时空不稳定倾向,很难在空间上对其进行完整把控,因而具体的配备措施无法全面和固定,在安全性上比普通核电站有更高的要求。图2为浮动式核电站的核素的产生和扩散途径示意图。

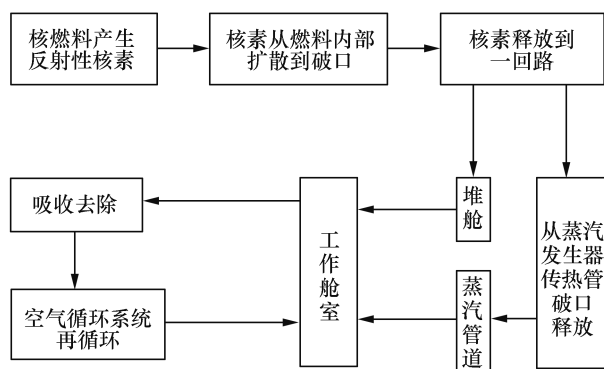


图2 浮动式核电站的核素的产生和扩散途径示意图

Fig. 2 Schematic diagram of the generation and diffusion of nuclide in floating nuclear power plants

2 国内外船用反应堆严重事故源项分析评估技术研究现状

2.1 严重事故分析程序研究现状

在对严重事故分析程序的研究中,总结出该程序有两类:首先是一体化程序包,它是基于对严重事故的整体进程的推进与演化,具有系统性的特点^[13]。该程序置入工程模型,运行速度快,能计算直至裂变产物从安全壳泄漏至环境的完整事故序列;目前已开发出两代。STCP(source term code package)为初代,其用部分机理性程序作为特定模块,保留了基本机理模型,并将其组合在一起作为实用工程工具。而在对严重事故的有着更深的探究后,次代汲取机理性程序经验,合并创造出快速计算模型。代表程序有 MECLOR、ASTEC 与 MAAP^[14-16]。

第二类为机理性程序,在严重事故分析中,耦合与反馈效应有着举足轻重的意义,因此机理性程序参照针对个别现象开发的机理性模型,提供了大量现象间的耦合效应。其较之一体化程序更为详细,是单个现象或多个现象组合的机理性专用程序,更侧重特定过程的状态,运行更耗时^[17-18]。

2.2 严重事故分析程序适用性分析

通过收集国内外核电站、研究堆、船用堆的严

重事故源项分析评估技术相关文献、情报、资料的基础上,总结严重事故源项分析程序的发展历程、通过比较分析以上核动力装置严重事故源项分析程序的优缺点^[19-23],如表1所示,得出软件程序计算模型和计算方法的适用范围,如表2所示。

3 基于浮动式核电站的严重事故源项分析评估技术体系构建

研究陆地核电站、船用堆的严重事故源项分析评估技术体系,建立基于浮动核电站严重事故源项分析评估技术体系,为对堆芯燃料进行热工分析,掌握源项释放和迁移途径,及时阻止堆芯的融化与压力容器的失效,降低堆芯损害概率提供理论依据和借鉴意义。

3.1 源项的数据收集

放射性源项计算主要指钢系核素、裂变产物核素及活化产物核素计算,计算内容可以涵盖放射性核素的数量、活度、衰变热、中子强度、光子强度以及衰变特性等,计算对象可以是乏燃料、受辐照结构材料以及液态的慢化剂和冷却剂等。

基于浮动核电站的特点,初始源项调查,需要收集生成以下基本数据^[24]:

表 1 严重事故分析程序优缺点比较

Table 1 Comparison of advantages and disadvantages of serious accident analysis procedures

程序	单位	优点	缺点
STCP	巴特力哥伦布公司 (Battelle Columbus)	◆有功能独立程序组合而成的第一代系统程序 ◆工程实用分析工具	◆程序具有高度复杂性,耗费大量机时 ◆计算具有不确定性
MELCOR	桑地亚国立实验室	◆评估包容行为和源项对环境的能力,以及控制量接近和控制功能所能提供的巨大建模灵活性。 ◆PSA 工具,可做不确定与敏感度分析	◆参数化模型的局限性,必须做大量的参数敏感性计算。 ◆计算结果存在不确定性,需对中间结果进行人工核查,必要时需与机理性分析程序进行计算结果对比分析
ASTEC	法国核防护与安全 研究院,德国核设施与 安全研究中心	◆二级 PSA 分析,事故序列研究、敏感度研究 ◆高质量的物理模型和验证水平,特别是裂变产物模型	◆事故结束时在淬火阶段,氢原子残留物的最终量明显低于 ASTEC 预测量,该领域的模型需改进
MAPP4	美国电力科学研究院	◆对反应堆堆内事故全过程进行量化分析 ◆在模型中采用了较多的经验公式,保护方程的简化形式和反应器系统的粗离散化,计算速度方面有一定优势。	——
CATHARE/ ICARE	辐射防护研究所 S04reté Nucléaire(IRSN)	◆可模拟任何一种实验装置和压水堆,应用范围正在向气体反应堆方向扩展 ◆支持二级安全评估(PSA-2)	——
ATHLET	德国核安全中心 GRS	◆高度模块化,可以有效地模拟任何一个相关的水堆系统或实验装置。这种结构使 ATHLET 程序适应多种用途的需要。	◆ATHLET 程序不能对超临界水回路和跨临界泄压工况进行模拟 ◆ATHLET-SC 目前还不能用于由于压力跨临界导致空泡份额在临界点出现不连续的工况计算
RELAP5/ SCDAP	美国 Idaho 国家工程与 环境实验室(INEEL)	◆将 RELAP5 的热工水力学功能扩展,还包容了其它模型,可分析堆芯与冷却剂回路发生的联合反应	◆与 MELCOR 相比,运算速度低出一个数量级。

表 2 严重事故分析程序适用范围

Table 2 Severe accident analysis procedures

程序名称	堆容器内现象				
	热工水力学	堆芯退化	裂变产物从燃料中释放	裂变产物在 RCS 中的迁移	反应堆容器失效
STCP	√	√	√	√	√
MELCOR	√	√	√	√	√
MAAP	√	√	√	√	√
VICTORIA			√	√	
CATHARE	√				
ICARE	√	√	√		
ATHLET-CD	√	√	√	√	√

- 1) 功率运行史;
2) 设备的平均中子注量率;
3) 核燃料特性(如:富集度、燃耗水平等);
4) 受辐照设备的几何与质量;
- 5) 相关材料的化学成份;
6) 衰变数据及截面数据;
7) 最终停堆后的衰变时间。
根据初始源项调查以及浮动核电站堆舱室剂

量场分析的基本要求,利用相应的源项分析程序,得出以下源项计算的具体内容:船用反应堆事故工况下,各不同衰变时刻各设备中的总放射性活度;各不同衰变时刻各设备中各能群的平均能量,各不同衰变时刻各设备中各能群的能谱。

3.2 严重事故源项分析评估技术体系

根据放射性核素不同的质量要求选取恰当的程序和计算模型与方法,例如,采用 MAAP 软件耦合 MAAP-DOSE 软件以及 ASTEC 中 ISOODP 模块可计算出放射性活度^[25];放射性质量份额可采用 MAAP4/MAAP5、MECLOR、ASTECR 软件计算得出^[26]。

基于浮动核电站系统复杂性的特点,利用 MECLOR、ASTEC 等一体化软件仿真计算出严重事故源项数据。MELCOR 软件作为 PSA 工具,可做不确定与敏感度分析,其建模具有很大的灵活性,能够满足浮动核电站复杂的系统的建模要求。MELCOR 软件内包含对放射性裂变产物行为进行分析的模型,主要为 CORSOR 模型、CORSOR-M 模型和 CORSOR-Booth 模型,能够模拟事

故进程中放射性裂变产物的释放、迁移以及沉降 to 船舱环境中的情况。为进一步分析浮动核电站舱室内的放射性核素扩散规律,利用 MELCOR 耦合 CFD-FLUENT 技术,研究放射性核素在舱室内的运动轨迹和浓度场分布。

最后利用大气扩散计算软件 MACCS 计算严重事故下船舱中的总释放核素和单一核素造成的早期剂量后果,以及每种核素对事故早期剂量后果的贡献,构建基于浮动式核电站的严重事故源项分析评估技术体系路线图,如图 3 所示,为浮动核电站源项分析(二级 PSA)提供技术支持。源项分析作为浮动核电站严重事故二级 PSA 分析,分析结果经过对比验证后为浮动核电站严重事故后果评价提供依据。事故后果评价作为三级 PSA 分析,能够分析在大气环境中的剂量浓度分布、地面沉积浓度等。浮动式核电站的严重事故源项分析评估技术体系如图 4 所示,针对浮动核电站某一具体严重事故工况,如大破口事故,采用 MELCOR 耦合 FLUENT-MACCS 源项评估技术体系对其进行分析,如图 5 所示,进一步为核应急决策提供理论基础。

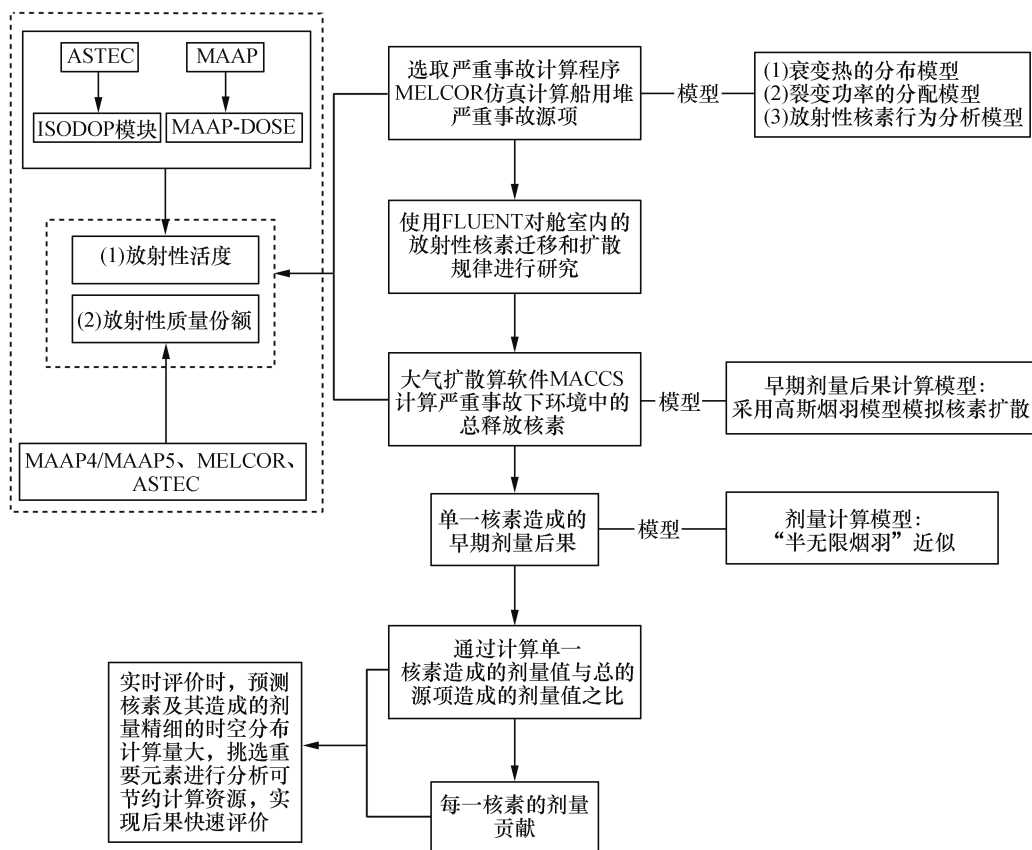


图 3 基于浮动式核电站的严重事故源项分析评估技术体系路线图

Fig. 3 Roadmap for the analysis and evaluation of serious accident source items based on floating nuclear power plants

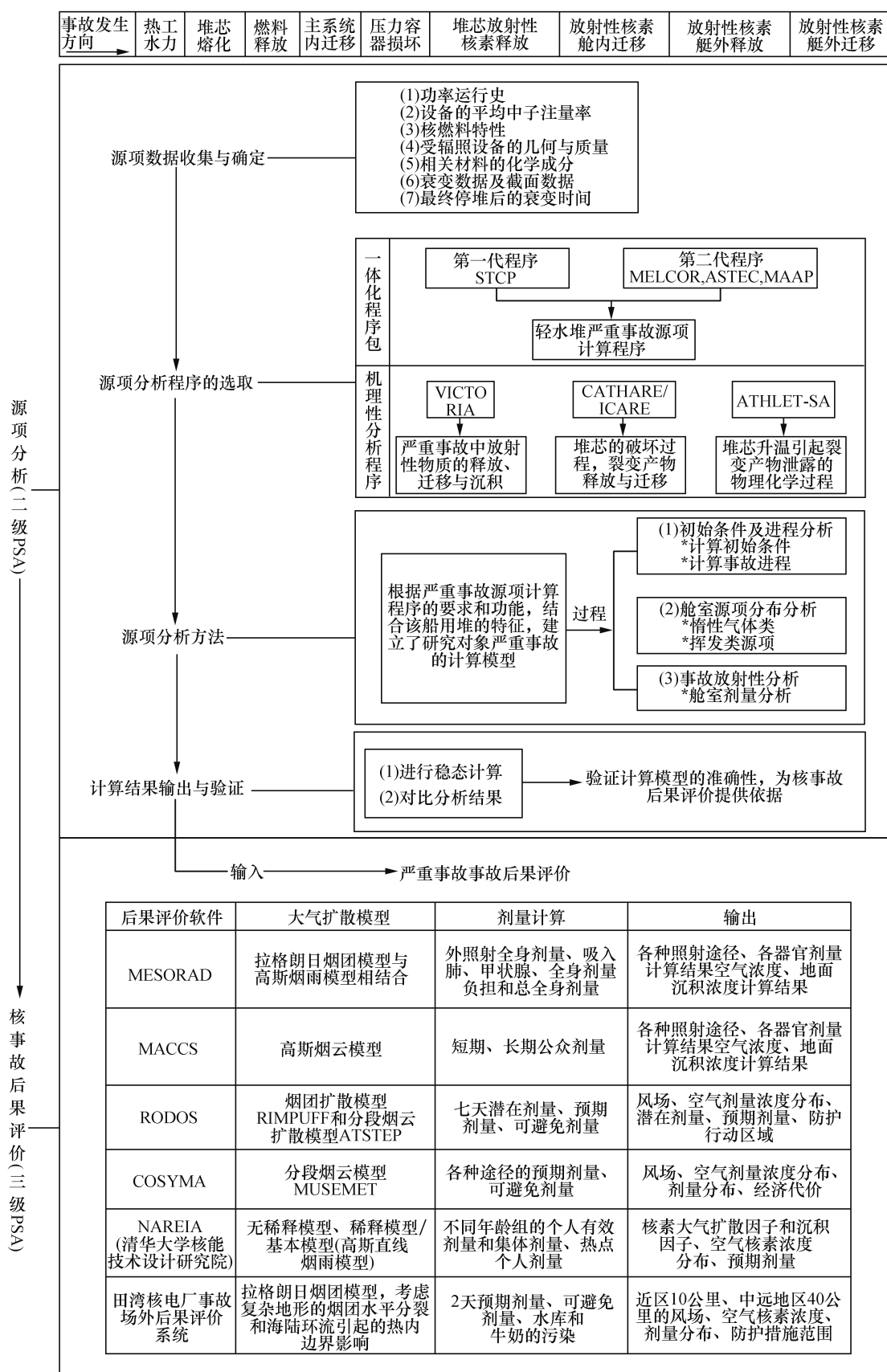


图4 浮动式核电站的严重事故源项分析评估技术体系

Fig. 4 Technical system for analysis and evaluation of serious accident source items of floating nuclear power plan

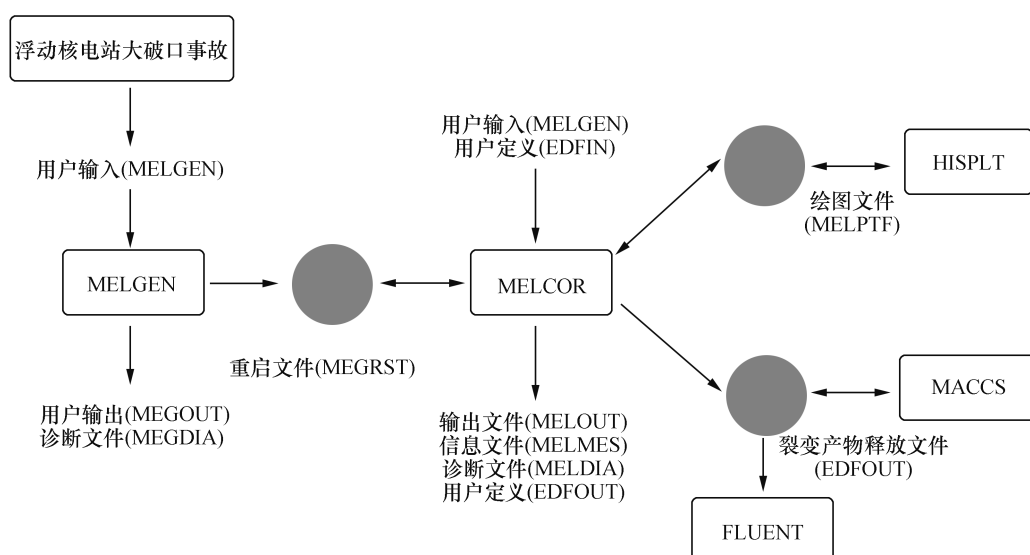


图5 基于“MELCOR 耦合 FLUENT-MACCS”大破口事故源项分析体系

Fig. 5 Source Term Analysis System of LBLOCA Based on “MELCOR Coupled FLUENT-MACCS”

4 结 论

以浮动核电站严重事故为研究对象,结合浮动核电站的特点,确定了严重事故源项分析计算软件核计算方法,提出了源项分析技术路线,从而构建基于浮动核电站严重事故的“MELCOR 耦合 FLUENT-MACCS”源项评估技术体系。在评价船用堆发生严重核事故后环境中早期剂量后果的过程中,首先对事故源项在环境中的迁移进行了预测;其次利用严重事故一体化分析程序 MECLOR 为计算工具,建立浮动核电站的计算模型,研究浮动核电站严重事故下的源项行为及放射性后果,并利用 Fluent 仿真计算出严重事故源项在舱室内的浓度分布。二级 PSA 计算结果作为事故后果评价 MACCS 计算的依据,分析在大气环境中的剂量浓度分布。

参考文献:

- [1] MALICKI M, PIENKOWSKI L. Influence of main variables modifications on accident transient based on AP1000-like MELCOR model[J]. Journal of physics: conference series, 2016, 745(3): 32010.
- [2] SUN X, CAO X, SHI X. An improved simplified method of evaluating severe accident source term in the containment of AP1000[J]. Annals of nuclear energy, 2018, 113: 55-64.
- [3] 周克峰,冯进军,曹小平,等. CPR1000 核电厂全厂断电事故缓解措施有效性分析[J]. 核科学与工程, 2018, 38(4): 657-666.
- [4] 田佑成,郭江华,龙林鑫,等. 核电站 LOCA 释放源项的模拟计算[J]. 核科学与工程, 2019, 39(1): 83-87.
- [5] 晏峰,陈力生,张帆. 船用堆断电事故仿真及源项滞留分析[J]. 核科学与工程, 2018, 38(2): 256-262.
- [6] 张帆,商学利,郑忠良,等. 典型事故下船用堆燃料元件包壳破损份额及源项计算研究[J]. 核科学与工程, 2011, 31(4): 331-335.
- [7] 张彦招,张帆,赵新文,等. 船用堆大破口失水叠加全船断电严重事故源项分析[J]. 原子能科学技术, 2013, 47(9): 1565-1571.
- [8] 张帆,郑映峰,商学利,等. 船用堆预计运行事件下放射性源项计算研究[J]. 原子能科学技术, 2013, 47(1): 85-88.
- [9] 常建,蔡杰进,董梦锦,等. 基于动态差分法的压水堆一回路放射性核素浓度分析[J]. 原子能科学技术, 2017, 51(7): 1260-1267.
- [10] 万蕾. 海上小型堆浮动核电站监管模式探究[C]//中国核学会. 中国核科学技术进展报告(第五卷)——中国核学会 2017 年学术年会论文集第 9 册(核情报分卷、核技术经济与管理现代化分卷、核电子学与核探测技术分卷). 中国核学会:中国核学会, 2017: 7.
- [11] 李佳佳,刘峰,赵芳. 国外海上浮动核电站的产业发展现状[J]. 船舶工程, 2017, 39(4): 7-11.
- [12] REN F, ZHAI J. The organization and Evaluation of STCP activities[C]//Beijing: Communication and Popularization of Science and Technology in China. Berlin Heidelberg: Springer, 2014: 188-190.
- [13] 曹瑛,赵秀梅,章雨,等. 基于堆芯模型耦合过渡方法的严重事故模拟机开发研究[J]. 核动力工程, 2018, 38(4): 657-666.

- 2018,39(6):85-89.
- [14] HASHIM M, MING Y, AHMED A S. Review of severe accident phenomena in LWR and related severe accident analysis codes[J]. Research journal of applied sciences engineering & technology, 2013, 5(12):3320-3335.
- [15] BOSLAND L, CANTREL L, GIRAULT N, et al. Modeling of iodine radiochemistry in the ASTEC severe accident code; Description and application to FPT-2 PHEBUS test [J]. Nuclear technology, 2010, 171(2):88-107.
- [16] 肖红, 曹志伟, 冯英杰, 等. 基于 MELCOR 程序的 AP1000 核电厂安全壳瞬态事故分析[J]. 清华大学学报(自然科学版), 2018, 58(11):1029-1036.
- [17] SALEHI M, JAHANFARNIA G. Small break LOCA analysis without emergency core cooling systems using the RELAP5/SCDAP code in VVER-1000 reactor[J]. Annals of nuclear energy, 2016, 87:299-307.
- [18] 余婧懿, 林斌, 杨小明. MAAP 与 ASTEC 碘化学模型 的比较研究[J]. 化学工程与装备, 2017(4):18-22.
- [19] VIEROW K, LIAO Y, JOHNSON J, et al. Severe accident analysis of a PWR station blackout with the MELCOR, MAAP4 and SCDAP/RELAP5 codes[J]. Nuclear engineering & design, 2004, 234(1):129-145.
- [20] BONNEVILLE H, LUCIANI A. Simulation of the core degradation phase of the Fukushima accidents using the ASTEC code[J]. Nuclear engineering & design, 2014, 272(6):261-272.
- [21] 彭传新, 李昊翔, 咎元锋, 等. 基于 DVI 管失水事故 试验的 CATHARE 程序模拟评价[J]. 核动力工程, 2018, 39(1):64-68.
- [22] 杨宁, 唐秀欢, 张文首, 等. 极端事故假设下西安脉冲 堆源项计算[J]. 核动力工程, 2014, 35(6):11-16.
- [23] 谭冰, 吴荣俊, 许浒, 等. 核动力舰船燃料元件包壳破 损下气载放射性剂量分析[J]. 舰船科学技术, 2014, 36(2):126-129.
- [24] 欧阳可汉, 陈文振, 贺正尧. 基于船用堆严重事故下 环境中早期剂量后果的重要核素分析[J]. 海军工 程大学学报, 2018, 30(3):103-106.
- [25] 胡海平, 刘全友, 王盟, 等. 基于 MAAP5 程序的秦山 核电站严重事故分析[J]. 原子能科学技术, 2018, 52(4):641-645.
- [26] ZHANG Z W, DU Y, LIANG K S. Advanced modeling techniques of a spent fuel pool with both RELAP5 and MELCOR and associated accident analysis[J]. Annals of nuclear energy, 2017, 110:160-170.

(责任编辑:周泉)