

源项程序包 STCP Mod 1.1 开发应用

胡志琦

(中国原子能科学研究院, 北京)

一、原项定义、研究目的及概况

所谓源项就是核电厂在发生严重事故情况下从核反应堆释放至环境的放射性物质随时间变化的数量和特征。

研究源项的目的是因为源项大小是电厂安全性的一个重要指标, 是确定许多重要问题的依据。如制定严重事故对策、安全目标政策及应急法规、选址法规等安全局的管理法规都直接受源项的影响。除安全问题之外, 源项研究还具有很大的经济意义。保守的源项造成核电站设计、选址的很大困难, 使应急计划和准备措施复杂化, 使经费大大增加, 但是若低估源项会给公众环境带来危险, 一旦事故发生就会造成很大的社会经济损失。因此, 给出一个有科学根据的较合理的源项是很有必要的。

近10年来, 特别是三哩岛事故后, 世界各国都很重视源项研究, 尤其先进国家, 如美国 NRC 发起了庞大的联合有关实验室及一些工业界组织的严重事故研究计划, 其他先进国家, 如西德等也都加速进行了大量研究。国际上召开几次专题讨论会交流源项研究成果, 近年来 IAEA 又组织了东欧国家合作进行源项研究。

随着研究的不断深入, 在了解放射性释放、传播和泄漏机理基础上, 目前源项研究的目标重点转入在减缓严重事故的应用上。如加强减缓严重事故的能力, 改善应急规程和事故处理方面。

对于源项研究的能力, 随着对放射性释放、传播和泄漏机理认识的不断深入及处理事故过程能力的不断提高而提高, 从 WASH-1400 使用的粗糙、保守估计发展为完全一体化源项程序包 STCP 的利用, 目前它已作为源项分析的最新的工具, NRC 最新研究成果报告 NUREG-1150^[5] 中的源项计算点估计就用 STCP 完成的。但它又进一步考虑了源项的不确定性因素, 根据专家判断给出其不确定范围, 这比过去点估计认识更为深刻。从早期研究与文献[5]的源项结果比较可见, 点估计得到的放射性释放朝着较少释放的趋势。而考虑了不确定性以后, 则没有这么明显了。因为近几年验证了某些现象有增加源项而不是降低源项的趋势。例如沉积在堆冷却系统表面易挥发放射核的再蒸发趋向增加源项, 因此给出的源项并不是过去所认识的那么保守。

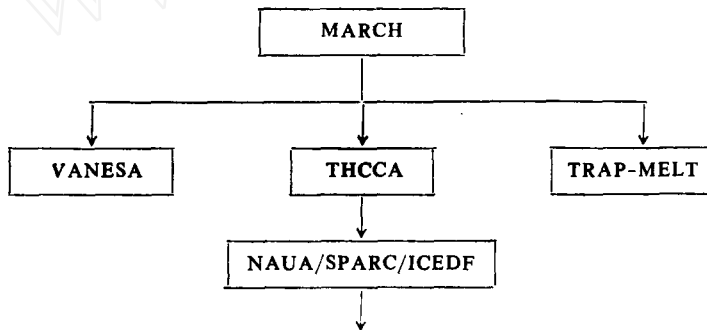
二、源项程序包 STCP Mod 1.1 简介

STCP Mod 1.1 是美国 BCL 于 1987 年 4 月底发展成功的。尽管它还有些不完善的地方, 在 STCP Mod 2.0 及 MELCOR 程序中得到了进一步改进, 但它是目前国际上正式投入使用的 STCP 的最新版, 它修正了许多在 STCP Mod 1.0 中的错误, 并作了进一步改进。目前此程序已装入我院 CDC-825 计算机及安全局计算中心计算机上, 标准例题计算

正确，投入了使用。

1. 程序结构及其功能

程序总体结构由 5 个单元组成，MARCH 3，THCCA，VANESA，TRAP-MELT 3 和 NAUA，计算流程见下图。其中，MARCH 3 是分析轻水堆内堆芯，主回路冷却系统和安全壳系统对事故的热工水力响应，它分析从事故开始，由于堆芯失去冷却引起芯体过热熔化，直至堆芯塌落至压力壳底部，堆芯碎片与水的大量放热反应把底端水蒸干，然后把底端熔穿，这些芯部与结构材料熔化物进入安全壳，在安全壳内与堆腔水发生相互作用，包括化学反应放出大量热，最终侵袭安全壳混凝土基础，导致安全壳泄漏失效全过程。其中模拟了堆芯冷却剂回路系统和安全壳建筑；计算安全壳内各工程安全设施包括 ECCS、安全壳喷淋、厂房冷却与通风的压力温度响应；还考虑了有抑压池和冰冷凝器；金属与水反应效应；氢和一氧化碳燃烧对于安全壳压力和温度响应的效应。此 MARCH 3 是综合了原 BMI-2104^[2] 中三个程序 MARCH 2，CORCOR 和 CORCON-Mod 2 的一个新发展。



TRAP-MELT 3 是计算在假想堆芯熔化石事故中熔化堆芯释放的蒸汽或气溶胶中的放射性核素通过堆冷却系统时的迁移和滞留，它是 BMI-2104 中 TRAP-MELT 2 和 MERGE 二个程序组成的一个新发展。通过此程序可以得出被释放的核素究竟有多大份额能到达安全壳，此程序考虑了放射性核素的各种各样的化学物类和可能的物理状态，发展了放射性核素迁移和沉积的模式。

VANESA 程序根据 MARCH 3 提供的熔化温度，气体产生率等数据计算由堆芯碎片—混凝土熔化引起的裂变产物释放和气溶胶形成。完成的主要计算内容：① 由混凝土与堆芯熔化碎片作用产生的 CO₂ 和 H₂O 与金属层成分(Fe, Cr, Ni 和 Zr)的反应，它们确定了熔化物成分；② 蒸汽，CO₂，CO 和 H₂ 在熔化物中引起气泡及汽泡增长速度；③ 裂变产物和其它熔化成分蒸发释放。

THCCA 完成缩减安全壳热工水力数据的过程，作为 MARCH 3 和 NAUA 之间的接口程序。

NAUA 用于分析堆芯发生熔化石事故期间，裂变产物气溶胶在安全壳内的迁移和滞留过程。包括重力沉积、扩散沉积、布朗凝聚、重力凝聚、蒸汽在微粒上冷凝、泄漏等。它能确定事故引起的 11 组放射性核组累积沉积量，累积滞留量，向环境释放的累积泄漏量，气溶胶尺寸分布随时间变化等参量。

SPARC 用于分析 BWR 堆的抑压池内的情况。

ICEDF 分析在 PWR 堆的冰冷凝器内的情况。

2. STCP Mod 1.1 与 STCP Mod 1.0 的差别

Mod 1.1 修正了 Mod 1.0 中的错误有(i)MARCH 3 中阻止 ECC 运行的错误, (ii)英制-公制单位转换错误, (iii)Fe₃O₄ 到 FeO 的转换错误, (iv)TRAP-MELT 3 中的计算质量平均直径中的编辑错误, (v)MARCH 3 提供的平滑流量数据, (vi)结构件的交叉流截面概念, (vii)复杂结构控制体内回落速度计算的错误, (viii)VANESA 中的引起混凝土成分积分释放太高的错误。此外, 改进内容有用平均气溶胶释放率替代每时间间隔中值释放率来确定释放份额; 限制 NAUA 输出行长等。

三、程序应用及其分析

为了进一步验证程序的正确性, 弄清各参量的物理意义, 正确应用程序及了解事故进程物理现象为进行我国大亚湾和秦山核电厂严重事故分析、PRA 二级分析打好基础, 选用类似的 FWR 堆-美国 ZION 电厂为参考电厂, 对简单源项方法所选定的能组成源项骨架的四个基本序列 S₂DCR, S₂DCF 1, S₂DCF 2 和 TMLU(各序列特征见表 1) 进行了计算。需指出的是由于 MARCH 3 没有分析堆芯碎片与安全壳大气的直接加热作用, 发生氢

表 1 基本事故序列特征

Table 1 Characteristics of basic accident sequences

	S ₂ DCR	S ₂ DCF 1	S ₂ DCF 2	TMLU
初因事件	主回路泵封破口 10.3119 cm ²	同 左	同 左	瞬态伴随功率转换辅助给水失效
喷 淋	工作直至转入再循环失效	失 效	失 效	工作至 190 分时失效
风 冷	工作至压力壳失效时失效	失 效	失 效	工 作
ECC注入	失 效	失 效	失 效	失 效
堆 腔	湿	干	湿	湿
一回路压力	高	高	高	高
安全壳失效	很 晚	早 期	晚 期	早 期

爆从而导致早期安全壳失效的模型。为此在计算中选择有关堆腔参数及氢燃烧模型以加强氢和蒸汽的产生以及促进氢的燃烧来模拟直接加热中产生的高温高压。

基本序列计算结果及其分析:

计算结果内容很多, 由于篇幅有限, 仅列一些主要参量进行分析比较如下:

1. 各序列事故事件发生时间及相应主回路和安全壳压力比较列于表 2。NRC 同类计算结果(由文献[5]给出)也列在其中, 可见情况良好。

2. TMLU事故序列主要参量随时间变化。

(1) 一回路系统压力响应(见图 1)。

事故开始时, 蒸汽发生器提供了一个有效热吸收, 所有衰变热通过蒸汽发生器带出。一回路系统压力低于正常运行水平, 由于该序列是由瞬态事故引起, 功率转换失效, 辅助给水失效和应急堆芯冷却系统失效的情景, 蒸发器吸热蒸发逐渐趋干, 从而逐渐失去它们

表 2 各序列时间压力比较表

Table 2 Comparison of time and pressure for different sequences

事 件	时 间 (分)		主迴路压力($\times 6887.4\text{Pa}$)		安全壳压力($\times 6887.4\text{Pa}$)	
	本 文	[10]	本 文	[10]	本 文	[10]
S ₂ DCR						
芯部裸露	64.92	64.9	1253.76	1283	22.16	22.2
开始熔化	94.17	94.2	1013.26	1013	21.07	21.1
芯块掉落	108.42	108.4	693.37	693	20.65	20.6
压力壳熔穿	132.73	133.0	946.14	933	21.94	27.1
安全壳失效	1450.75	1444.0			149.0	149.0
S ₂ DCF 1						
芯部裸露	64.92	64.9	1283.25	1283	32.49	32.5
开始熔化	94.17	94.2	1013.06	1013	36.07	36.1
芯块掉落	108.42	108.4	693.22	693	37.31	37.3
压力壳熔穿	132.79	132.8	951.71	939	42.13	47.9
安全壳失效	139.10	133.0			149.00	149.0
S ₂ DCF 2						
芯部裸露	64.92	64.9	1283.25	1283	32.49	32.5
开始熔化	94.17	94.2	1013.06	1013	36.07	36.1
芯块掉落	108.42	108.4	693.22	693	37.31	37.3
压力壳熔穿	132.79	132.8	951.71	939	42.13	47.9
安全壳失效	898.18	895.9			149.0	149.0
TMLU						
芯部裸露	124.65	124.6	2373.86	2374	18.86	18.8
开始熔化	148.40	148.4	2371.53	2372	16.53	16.5
芯块掉落	178.15	178.2	2372.68	2373	17.68	17.8
压力壳熔穿	188.60	189.6	2374.80	2375	19.80 32.99	33.3
安全壳失效	189.62	189.7			149.0	149.0

的有效性时，一迴路系统压力上升到安全释放阀定值，并保持常数，其变化规律与文献[5]一致(见图2)。

(2) 堆芯温度响应(见图3)。

开始因事故停堆，功率下降，温度急剧下降，之后由于蒸发器提供有效热吸收，堆芯温度不变，随着蒸发器趋干，一迴路压力上升到安全阀释放定值，蒸汽排出，一迴路水量减少，直至堆芯裸露，芯部失去冷却，温度迅速上升，直至熔化点，其变化与[5]一致(见图4)。

(3) 安全壳压力响应(见图5)。

由于一迴路水从稳压器释放阀排出，使安全壳内压力温度增加，喷淋注入使压力温度下降，但至190分钟时喷淋失效，由于芯部碎片与安全壳大气直接加热作用，导致压力迅速上升至失效压力1.026 MPa，其变化规律亦与文献[6]一致(见图6)。

(4) 从安全壳泄漏气体的体积(见图7)。

从安全壳失效后才开始泄漏，其变化规律与文献[6]基本一致，(见图8)。

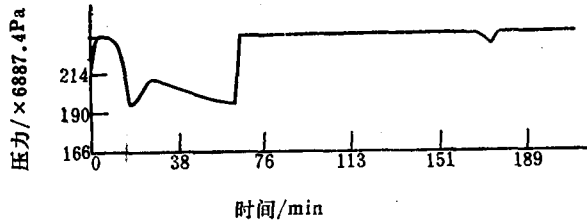


图 1 一回路系统压力(对 TMLU 序列)

Fig.1 Primary system pressure for TMLU sequence

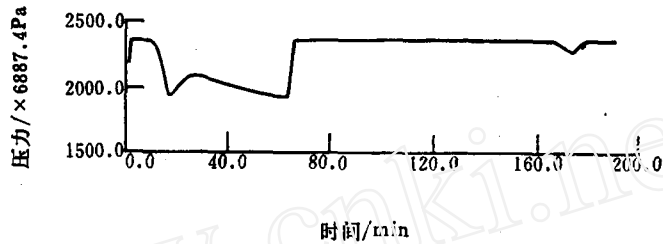


图 2 一回路系统压力(对 TMLU 序列)

Fig.2 Primary system pressure for TMLU sequence

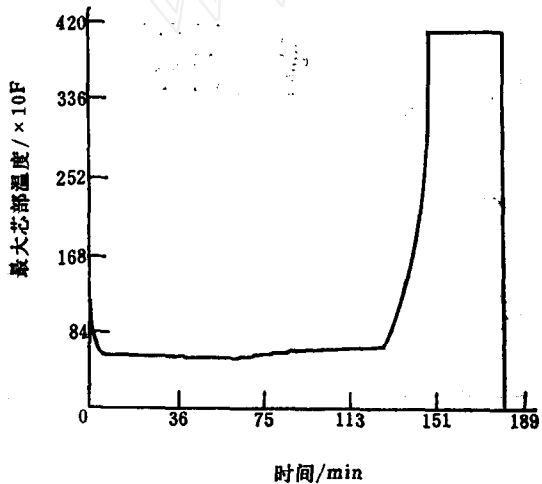


图 3 最大芯部温度(对TMLU序列)

Fig.3 Maximum core temperature for TMLU sequence

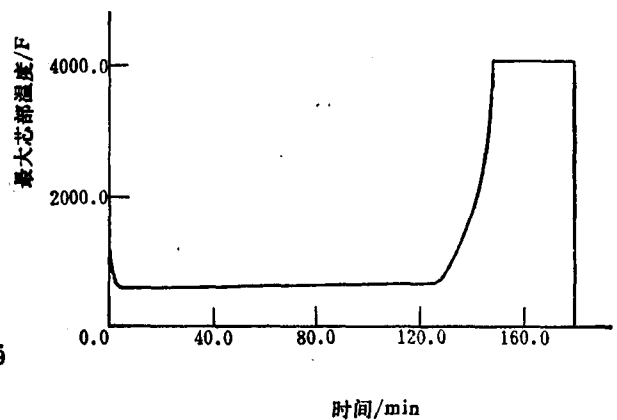


图 4 最大芯部温度(对 TMLU 序列)

Fig.4 Maximum core temperature for TMLU sequence

(5) 放射性核素释放份额

经全套程序计算, 最终所得的放射性核素释放占堆芯贮量的份额及其与 BNL, NUREG-4624 结果比较见表 3。输入参数基本相同。本程序计算与 BNL 使用 Mod1.1 程序版本, 而 NuREG-4624 用 Mod 1.0 版本, 从表中结果可以认为本程序计算是合理的。

四、几点意见

1. 通过程序的开发、应用, 体会到该程序具有高度复杂性。运行该程序不仅耗费大量机时, 而且必须对各种参量、物理模型进行适当选择才能得到可靠的结果。本程序需经过适当处理才可适用不同序列情景的计算。

2. 本文对各种序列的特征参数选择合理, 计算结果符合逻辑, 所采用的模拟直接加

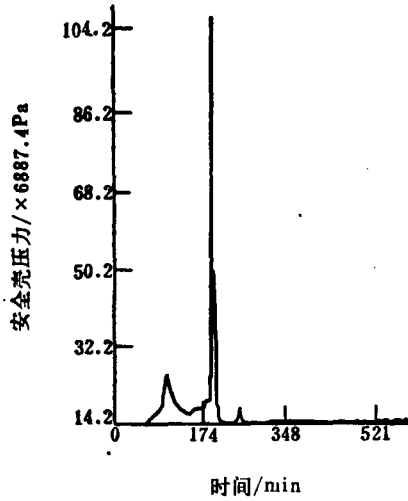


图 5 安全壳压力(对 TMLU 序列)
Fig.5 Containment pressure for TMLU sequence

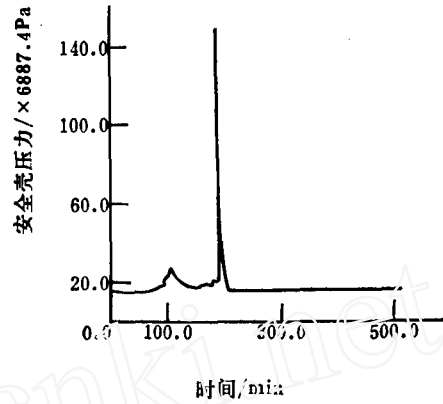


图 6 安全壳压力(对 TMLU 序列)
Fig.6 Containment pressure for TMLU sequence

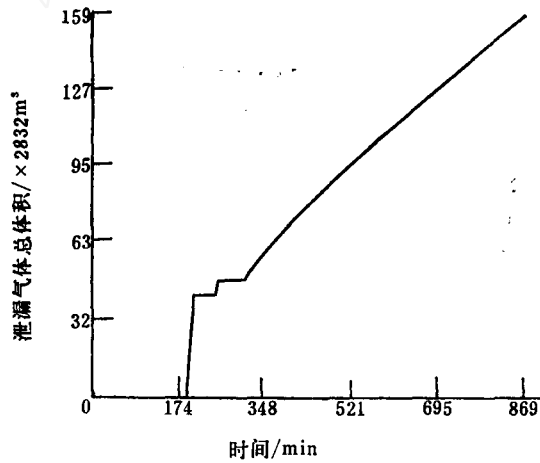


图 7 TMLU 序列泄漏气体总体积
Fig.7 Total volume of gases leaked for TMLU sequence

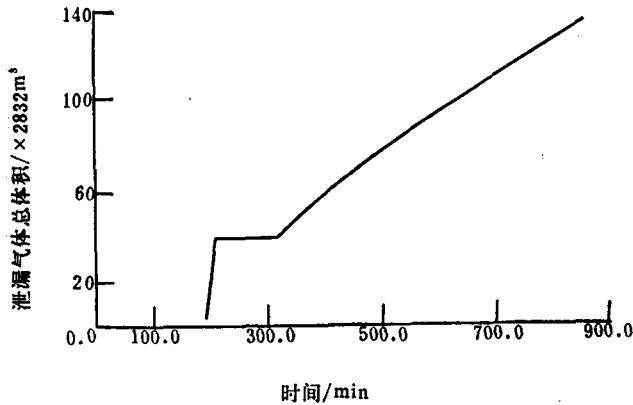


图 8 TMLU 序列泄漏气体总体积
Fig.8 Total volume of gases leaked for TMLU sequence

表 3 释放份额

Table 3 Fraction of core inventory released from containment

核素组	S,DCR 序列结果			TMLU 序列结果		
	本程序计算 (30 h)	BNL 计算 (30 h)	NUREG-4624 (30 h)	本程序计算 (13 h)	BNL 计算 (13 h)	NUREG/4624 (13 h)
I	2.89 E ⁻⁶	3.60 E ⁻⁶	2.90 E ⁻⁶	3.47 E ⁻²	1.57 E ⁻²	5.70 E ⁻³
C _s	4.50 E ⁻⁶	6.28 E ⁻⁶	1.59 E ⁻⁵	2.48 E ⁻²	1.20 E ⁻²	6.35 E ⁻³
P _i	5.49 E ⁻⁹	7.18 E ⁻¹⁰	6.77 E ⁻⁹	2.45 E ⁻⁴	2.20 E ⁻⁴	1.92 E ⁻³
T _a	9.06 E ⁻⁴	1.22 E ⁻³	1.94 E ⁻³	3.64 E ⁻²	3.23 E ⁻²	3.82 E ⁻²
S _R	7.20 E ⁻⁴	1.29 E ⁻³	9.04 E ⁻³	1.05 E ⁻²	1.13 E ⁻²	9.37 E ⁻⁵
R _U	1.22 E ⁻⁷	2.34 E ⁻⁸	2.60 E ⁻⁸	2.24 E ⁻⁷	1.97 E ⁻⁷	3.72 E ⁻⁷
L _A	7.57 E ⁻⁵	1.33 E ⁻⁴	4.97 E ⁻⁶	3.37 E ⁻⁴	3.32 E ⁻⁴	3.90 E ⁻⁷
C _R	1.21 E ⁻⁴	2.20 E ⁻⁴	1.31 E ⁻⁵	4.08 E ⁻⁴	5.28 E ⁻⁴	1.96 E ⁻⁸
B _A	3.99 E ⁻⁴	7.03 E ⁻⁴	7.84 E ⁻⁴	7.97 E ⁻³	8.28 E ⁻³	1.77 E ⁻³
P _A	1.45 E ⁺¹	1.88 E ⁺¹	2.21 E ⁺¹	2.73 E ⁺²	2.70 E ⁺²	1.54 E ⁺²

*E-6=10⁻⁶, E+2=10², 余同。

热芯部碎片和安全壳大气及安全壳早期失效的方法可行。

3. 由于 STCP 描述了严重事故从开始到最终放射性核素向环境释放整个很复杂过程, 它涉及了电厂设计、堆物理、热工、化学、结构、材料等各方面领域, 利用它进行的研究课题很多, 特别是在减缓严重事故方面的应用, 如安全壳内各安全设施特性、动作时间、以及有关应急规程研究等等。

4. 由于源项计算数据来源缺乏足够的实验基础及简化模型, 实验误差造成计算具有相当不确定性, 因此给出源项估计不确定范围是十分必要的。

5. 为找出有效减缓严重事故的途径, 必须进行灵敏度分析。

6. 当严重事故发生后, 保全安全壳整体不破或延迟破损是防止或减缓放射性向外释放的最重要的环节。

最后对张其欣同志协助编制结果绘图程序及许汉铭同志提供美国 NRC 发表的 ZION 数据及 BNL 结果, 为进一步验证程序提供了依据, 在此表示衷心感谢。

参 考 文 献

- [1] Gieseke, J.A.etc., Source Term Code Package, User's Guide(Mod 1), NUREG/CR-4587, 1986.
- [2] BMI-2104, Vol.I, II, III, IV, V, VI.
- [3] Source Term Code Package Newsletter, (2), April, 15, 1987.
- [4] Office of Nuclear Regulatory Research, U.S.NRC, Reactor Risk Reference Document, NUREG/CR-1150, 1, 1987.
- [5] Denning R.S.et al., Radionuclide Release Calculations for Selected Severe Accident Scenarios, NUREG/CR-4624, BMI-2139, 5, 1986.
- [6] Gieseke, J.A.et al., Report on Sample Problem No.1, for STCP, August, 28, 1986.

(编辑部收到日期: 1989年3月7日)

STCP Mod 1.1 AND ITS UTILIZATION

HU ZHIYI

(China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275, Beijing)

ABSTRACT

STCP Mod1.1 is developed by BCL for estimating the release of radioactive materials to the environment in several accidents of nuclear power plant. It is the state-of-the-art version of STCP which has been released.

The STCP Mod1.1 corrects a number of errors discovered in Mod1.1. The Mod1.1 has already been successfully installed on CDC-825 computer at the IAE.

Using this code package, the radionuclide release for four selected severe accident scenarios were calculated and analysed.

Key words STCP (Source Term Code Package).