

热工水力程序输入模型兼容性与转换方法研究

王文轩, 胡梦岩, 杨 军*

华中科技大学能源与动力工程学院核工程与核技术系, 湖北 武汉

收稿日期: 2026年6月14日; 录用日期: 2026年6月30日; 发布日期: 2026年7月24日

摘 要

热工水力系统分析程序的验证与确认已形成较为完善的国际合作项目和试验数据支撑。然而, 对于新开发的程序, 仍需依据其输入规范重新开展大量的建模与校核工作。为提高复杂系统输入模型的建模与复用效率, 本文针对程序间输入模型兼容性问题, 构建了程序间输入模型转换框架与一致化建模技术路径。选取我国大型非能动压水堆为研究对象, 以代表性的RELAP5至TRACE程序转换为实例, 系统阐述了程序间输入模型的转换、迭代修正与交叉验证流程。典型工况的预测对比结果表明, 转换后的模型能够再现事故主要瞬态过程及关键热工水力现象, 两程序关键输出参数的变化趋势总体一致, 模型转换框架具备可行性。研究表明, 在程序研发与验证阶段引入输入模型兼容、转换与复用机制, 能够减少重复建模与校核工作量, 为程序间交叉验证和偏差溯源提供技术基础。本文工作可为后续同类堆型的输入模型转换、程序间交叉验证和自主化热工水力系统分析程序的开发与验证提供参考。

关键词

热工水力系统分析程序, 输入模型兼容性, 输入模型转换, 程序验证, RELAP5/TRACE

Study on Input Model Compatibility and Conversion Methods for Thermal-Hydraulic System Codes

Wenxuan Wang, Mengyan Hu, Jun Yang*

Department of Nuclear Engineering and Technology, School of Energy and Power Engineering, Huazhong University of Science and Technology, Wuhan Hubei

Received: June 14, 2026; accepted: June 30, 2026; published: July 24, 2026

Abstract

Verification and validation of thermal-hydraulic system codes have been supported by relatively

*通讯作者。

文章引用: 王文轩, 胡梦岩, 杨军. 热工水力程序输入模型兼容性与转换方法研究[J]. 核科学与技术, 2026, 14(3): 180-192. DOI: 10.12677/nst.2026.143016

mature international collaborative projects and experimental databases. However, for newly developed codes, extensive modeling and consistency-checking efforts still need to be repeated according to their specific input specifications. To improve the efficiency of constructing and reusing complex system input models, this study addresses the compatibility problem of input models among different codes and establishes an inter-code input model conversion framework and a consistent modeling workflow. A large passive pressurized water reactor in China is selected as the research object, and a representative RELAP5-to-TRACE conversion is employed as an example to systematically describe the conversion, iterative correction, and cross-verification process of inter-code input models. Comparative predictions under typical conditions show that the converted model can reproduce the major accident transient processes and key thermal-hydraulic phenomena, while the key output parameters predicted by the two codes exhibit generally consistent trends, demonstrating the feasibility of the proposed model conversion framework. The results indicate that introducing input model compatibility, conversion, and reuse mechanisms into code development and validation can reduce repetitive modeling and consistency-checking efforts, and provide a technical basis for cross-code verification and deviation source identification. This work can provide a reference for subsequent input model conversion of similar reactor types, cross-code verification, and the development and validation of indigenous thermal-hydraulic system codes.

Keywords

Thermal-Hydraulic System Code, Input Model Compatibility, Input Model Conversion, Code Validation, RELAP5/TRACE

Copyright © 2026 by author(s) and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY 4.0).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

1. 引言

当前, 热工水力系统分析程序已广泛应用于反应堆设计优化、事故分析和安全评价, 对保障反应堆安全性与经济性具有重要作用。随着先进反应堆技术和安全分析方法的不断发展, 现有热工水力系统分析程序持续更新迭代, 以拓展程序适用范围并提高计算精度。近年来, 为推动核反应堆研发设计与安全分析技术自主化, 国内相关高校、科研院所和企业也相继开展了自主化热工水力系统分析程序的研发工作, 形成了 ARSAC [1]、cosFlow [2]、LOCUST [3] 等代表性成果。

由于热工水力系统分析程序的计算结果关系到核动力厂事故分析与安全评价, 国家核安全局于 2016 年修订的《核动力厂设计安全规定》[4] 及其配套导则《核动力厂安全分析用计算机软件开发与应用(试行)》[5] 中均明确规定, 新开发的热工水力程序必须经过严格的验证与确认(Verification and Validation, V&V), 这是确保程序具备可靠性、准确性和适用性的核心环节。目前, 国际上面向热工水力程序 V&V 已形成较为系统的国际基准题项目、试验台架和数据库支撑[6]-[8]。成熟程序在长期验证与工程应用过程中通常已形成较为完善的试验台架和原型堆输入模型, 而新开发的程序在开展同类 V&V 工作时, 仍需依据自身输入规范重新构建相应的验证模型。由于反应堆系统结构复杂, 且不同程序在组件体系、输入格式和模型设置等方面存在差异, 已有输入模型难以直接复用, 面向同一验证对象的重复建模与校核工作往往耗时较长。若能经充分验证和校核的程序输入模型转换并迁移至新程序, 并按照新程序的输入规范、组件体系和模型设置要求进行适应性修正, 不仅可缩短新程序的建模周期、提升验证效率, 还有助于保持模型在不同程序应用中的一致性与可追溯性, 为模型复用与多程序协同验证提供基础。

上述输入模型迁移与复用思路在国际上已有初步探索。国际标准题(International Standard Problem, ISP)项目旨在组织各国科研机构基于相同试验台架,采用多种反应堆安全分析程序开展建模计算与对比验证,是程序间输入模型转换的重要应用场景之一。在不同程序的验证需求下,Jožef Stefan 研究所(JSI)基于兼容 RELAP 和 TRACE 程序的 SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Package)平台[9],开发了 RELAP5 至 TRACE 的输入模型转换插件(R52TRACE)[10],可将 RELAP5 输入模型半自动转换为 TRACE 输入模型,并先后在基于 ISP-25 的 ACHILLES 台架[11]和基于 ISP-27 的 BETHSY 台架[12]输入模型中开展应用验证。近年来,该思路也进一步应用于复杂压水堆系统模型,相关研究基于经过验证的两环路压水堆 RELAP5 输入模型转换建立 TRACE 输入模型,并用于设计扩展工况分析[13]。相关研究表明,基于已经验证的 RELAP5 输入模型转换生成 TRACE 输入模型,有助于保持数据来源和模型几何划分的一致性,为 RELAP5 与 TRACE 程序计算结果的直接比对创造条件。

然而,初步转换后的输入模型仍难以直接满足复杂系统的验证计算要求,需开展系统性的人工校核与迭代修正。已有研究对复杂系统输入模型转换后的核查内容、修正步骤和交叉验证流程总结仍相对不足;同时,公开应用对象多集中于典型试验台架或传统压水堆模型,针对结构复杂且控制逻辑较多的先进非能动压水堆开展输入模型转换与复用的应用研究仍较为有限。基于此,本文以我国大型非能动压水堆为研究对象,依托 SNAP 平台 R52TRACE 转换插件开展 RELAP5 至 TRACE 程序间输入模型转换、校核修正与典型工况计算对比研究,梳理复杂系统模型转换过程中的主要核查内容和修正流程,分析输入模型转换在程序验证中的适用性及其对模型复用、程序间一致性建模和交叉验证的支撑作用。本文工作可为自主化热工水力系统分析程序的输入模型兼容设计、程序间交叉验证及复杂系统模型复用提供参考。

2. 研究对象与转换方法

2.1. 研究对象与 RELAP5 基准输入模型

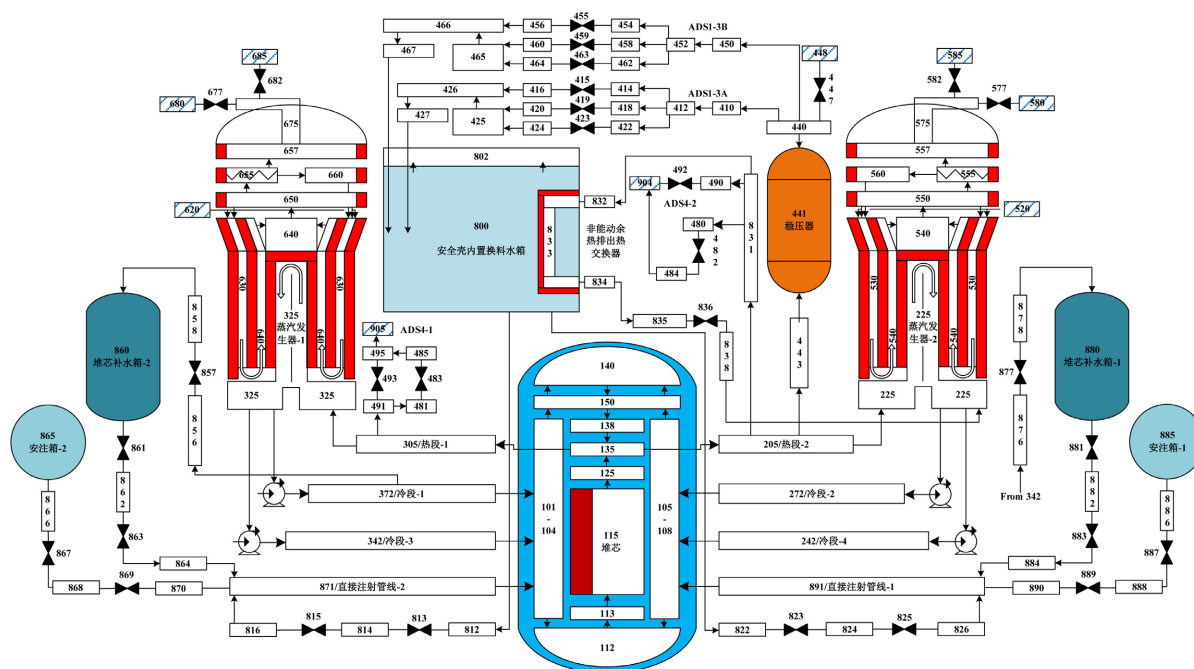


Figure 1. Nodalization diagram of the large passive PWR model in China
图 1. 我国大型非能动压水堆模型节点图

我国大型非能动压水堆是在引进并消化吸收 AP1000 核电技术的基础上发展形成的自主化第三代 + 先进核电堆型，整体遵循“非能动安全与系统简化”的设计理念[14]。相较于 AP1000，该堆型的堆芯设计热功率提高至约 4000 MW，优化了主要设备参数并扩大相应安全系统容量。反应堆冷却剂系统采用两环路布置，每个传热环路包含两台反应堆冷却剂泵、一台蒸汽发生器、一条热管段、两条冷管段。此外，一台稳压器通过波动管与其中一个传热环路的热管段相连。非能动堆芯冷却系统由非能动安全注入系统(Passive Safety Injection System, PSIS)、非能动余热排出系统(Passive Residual Heat-Removal System, PRHR)以及自动卸压系统(Automatic Depressurization System, ADS)组成。其中，PSIS 包括两台堆芯补水箱(Core Makeup Tank, CMT)、两台安注箱(Accumulator, ACC)以及一台安全壳内置换料水箱(In-containment Refueling Water Storage Tank, IRWST)，在事故工况下分阶段向堆芯提供应急补水与硼水注入[15]。

本文首先采用 RELAP5 程序建立基准输入模型，建模范围主要覆盖一回路反应堆冷却剂系统和非能动堆芯冷却系统，二回路与安全壳则采用给定边界条件形式进行等效简化。模型数据主要来源于公开文献和设计资料[14]-[17]，并对主要部件节点划分、连接关系及控制逻辑进行统一整理，形成我国大型非能动压水堆 RELAP5 基准输入模型，模型节点图如图 1 所示。TRACE 输入模型以该 RELAP5 基准模型为基础，并按照程序间输入模型转换流程建立，其总体系统布置和主要节点划分原则与 RELAP5 模型保持一致。

2.2. RELAP5 至 TRACE 程序的输入模型转换与校核

2.2.1. 输入模型转换与校核框架

TRACE [18]与 RELAP5 [19]同属热工水力系统分析程序，在系统划分思路、模型组成与输入结构等方面具有一定相似性，这为程序间输入模型转换提供了基础。SNAP 平台是在美国核管理委员会(U.S. Nuclear Regulatory Commission, USNRC)支持下开发的一套集成化应用程序，旨在简化分析程序的建模、运行与后处理流程。该平台通过相应插件支持 RELAP5 与 TRACE 等分析程序，并为其提供可视化模型编辑界面与操作环境。同时，借助 R52TRACE 转换插件[10]可辅助实现 RELAP5 向 TRACE 的输入模型半自动转换。事实上，由于 TRACE 与 RELAP5 在输入规范、组件体系和模型实现方式方面存在差异，并且待转换的输入模型本身复杂度相对较高时，自动转换后输入模型仍可能存在多类问题。基于此，本文结合 R52TRACE 转换插件的使用流程及模型校核经验，通过系统化梳理构建了程序间输入模型转换与校核框架，主要包含八个步骤，如图 2 所示。

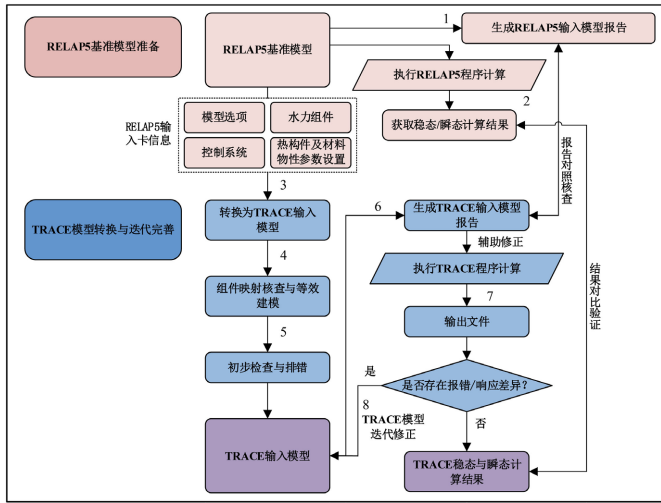


Figure 2. Framework for inter-code input model conversion and consistency checking
图 2. 程序间输入模型转换与校核框架

该框架以经验证的 RELAP5 基准模型为基础,并生成 RELAP5 输入模型报告和相应的计算结果用于后续的对比如分析。随后,调用 R52TRACE 转换插件生成 TRACE 初始输入模型,转换内容主要包含模型选项、水力组件、控制系统、热构件及材料物性参数等方面,并开展组件映射核查与等效建模,修正 TRACE 输入模型中的显性问题。在消除影响程序启动和基本运行的错误后,输出 TRACE 输入模型报告与 RELAP5 模型报告进行对比,重点对 TRACE 输入模型中的初始边界条件、热构件与材料物性参数、模型选项及控制系统等内容开展一致性校核,确保两输入模型在相同的输入条件下开展运行计算。在此基础上,执行 TRACE 程序计算,读取运行输出文件以获得尚未通过前述步骤识别的问题信息,并将关键响应量与 RELAP5 基准计算结果进行对照,用于定位差异来源并形成修正清单。最后,依据修正清单进一步改进并完善 TRACE 输入模型。由于问题定位与修正通常难以一次完成,该步骤往往需要多轮迭代,直至模型能够稳定运行,且关键现象与主要响应特征在与基准计算结果对照下达到合理一致的水平。

2.2.2. 输入模型一致性核查与迭代修正处理

通过 SNAP 平台完成自动转换能够提高程序间模型重建效率,但初步得到的 TRACE 输入模型通常仍不能直接用于后续稳态验证与瞬态分析。这是因为,RELAP5 与 TRACE 虽然同属热工水力系统分析程序,但两者在水力组件库、组件参数定义、连接关系描述、控制逻辑实现方式、热构件与材料物性设置以及部分模型选项等方面均存在差异。对于结构复杂、控制逻辑较多且包含多个非能动安全部件的反应堆系统模型而言,自动转换后的 TRACE 模型仍需开展系统性的人工核查、等效建模和多轮迭代修正,以形成满足后续分析要求的目标 TRACE 输入模型。

首先,结合程序使用手册,对两程序水力组件库中的各水力组件功能进行分析,明确 RELAP5 水力组件在 TRACE 中的对应实现方式,建立两程序主要水力组件的映射关系,汇总于表 1。对于两程序水力组件库中无法一一对应的部件,或同类组件中参数物理含义与输入形式不完全一致的情况,需结合程序特点进行针对性调整,以保证 TRACE 输入模型在组件功能、连接关系、水力参数、初始边界条件等方面与 RELAP5 基准模型保持合理一致。

对于水力组件,RELAP5 输入模型中以 Accumulator 组件模拟的安注箱,转换后需手动将其调整为启用 Accumulator 选项的 PIPE 组件。如图 3 所示,为更好表征安注箱内预充氮气与含硼水的气液界面及安注过程,本文将该 PIPE 划分为 5 个网格单元。该处理可以同时保证 ACC 初始水装量、预充氮气压力以及安注启动条件在两程序间具有合理一致性。RELAP5 中将下降段等效为 8 个 ANNULUS,并在横向相邻环管之间采用 Multiple Junction 建立横向连通,以模拟下降段内的环向连通与横向混合效应。本文在 TRACE 输入模型中则采用 PIPE 组件对各环向流道进行等效处理,并通过若干 SINGLE JUNCTION 保留相邻环向流道之间的横向连通关系。泵和汽水分离器组件在类型选项及参数定义上存在部分差异,需要进行等效处理或在新模型中输入缺失数据,以保证组件具备相同的功能特性。TRACE 程序中阀门组件大部分输入参数沿用常规阀门参数格式,但部分变量释义发生变更,仅需核对相关参数与逻辑设置。

Table 1. Mapping relationship of main hydraulic components between RELAP5 and TRACE
表 1. RELAP5 与 TRACE 主要水力组件映射关系

RELAP5 水力组件	主要功能	TRACE 对应水力组件
PIPE	模拟管道	PIPE
ANNULUS	模拟环形管道	PIPE
BRANCH	模拟分支	PIPE
Multiple Junction	模拟横向流道	SINGLE JUNCTION

续表

PUMP	模拟泵	PUMP
SINGLE JUNCTION	模拟组件连接	SINGLE JUNCTION
SEPARATOR	模拟汽水分离器	SEPARATOR
VALVE	模拟阀门	VALVE
Accumulator	模拟安注箱	PIPE (Accumulator 模式)
TMDPVOL	模拟压力边界	BREAK
TMDPJUN	模拟流量边界	FILL

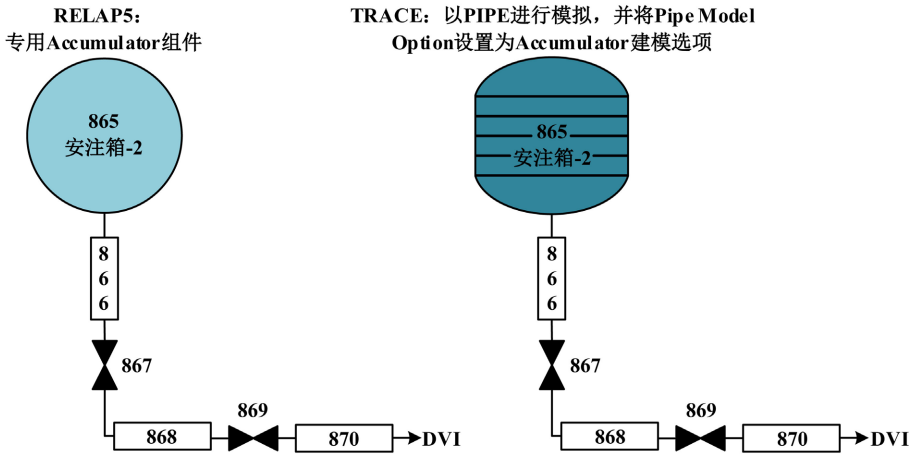


Figure 3. Schematic of accumulator model conversion from RELAP5 to TRACE
图 3. RELAP5 至 TRACE 安注箱模型转换示意图

对于提供边界条件的组件，TRACE 中的 BREAK 组件主要用于施加压力边界条件，在冷却剂丧失事故分析中也可用于表征安全壳系统等近恒压边界。FILL 组件在与相邻组件的连接节点处施加冷却剂速度或质量流量边界条件，可用于应急堆芯冷却注入或二回路给水等工况建模，在边界条件功能上可与 RELAP5 中的 TMDPJUN 组件对应。转换后通常需结合组件类型选项及参数定义手动调整，以保证两输入模型在相同的边界条件下开展计算与对比分析。

TRACE 程序需为组件中每个网格单元界面设定流通面积和水力直径等几何参数，转换过程中 BRANCH 等特殊组件的相关参数可能缺失或转换错误，可结合 RELAP5 输出文件进行交叉核查和手动补充。对于壁面摩擦阻力以及由流通面积变化、流向转折引起的局部不可逆损失，可通过选择摩擦系数关联式选项，并设置相应的附加局部阻力系数(KFAC)进行表征。部分水力部件壁面粗糙度和氮气不可凝气体选项在转换过程中可能无法正确保留，需手动补充至 TRACE 输入模型。此外，由于 RELAP5 和 TRACE 在处理多入口或多出口连接时存在差异，转换插件在根据 RELAP5 输入确定 TRACE 输入模型中侧向连接点角度和组件之间的连接关系时可能出现错误，通常需结合计算结果对比进一步修正。

控制系统是转换后模型校核的另一项重点内容。对于本文研究对象，非能动堆芯冷却系统主要依赖自然驱动力及预设触发逻辑执行事故缓解功能，CMT、ACC、IRWST 以及 ADS 系统等安全部件的触发逻辑设置对程序瞬态预测具有显著影响。因此，控制逻辑转换后的对照核查与修正，是保证两程序计算结果具备可比性的重要环节。由于 RELAP5 与 TRACE 在控制变量调用、逻辑块表达和部分状态量输出方面存在差异，自动转换后的控制系统可能出现逻辑缺失或变量定义不一致等问题，需结合 RELAP5 控

制变量和逻辑逐项核查并补充修正。例如, TRACE 计算中无法直接获得液相体积分数, 需引入附加控制块来计算该变量; 泵组件转换后控制逻辑缺失, 需手动添加控制逻辑以模拟泵惰转。

对于热构件模型, TRACE 输入模型中需手动将热构件与新增的 POWER 组件耦合, 并通过 POWER 组件沿轴向与径向分配功率, 以表征堆芯热源; 而对于不含内热源的热构件, 其结构间传热耦合关系与 RELAP5 总体一致, 转换后主要需核查几何参数、材料物性及耦合关系是否正确保留, 以减少热构件转换差异对计算结果的影响。对于模型选项, 需在转换后结合程序使用手册和计算结果进行核查。例如: RELAP5 中采用的临界流模型为 Henry-Fauske (H-F) 模型[20], 而 TRACE 程序采用以 Ransom-Trapp (R-T) 模型为基础的扩展改进模型[21], 需根据各自临界流模型系数定义进行设置; 模拟堆芯加热棒的热构件转换后需手动开启再淹没模型; 水平分层夹带相关计算模型对 T 形支管取流预测具有重要影响, 但两程序在相关模型的设置与实现方式上存在差异。

综上, RELAP5 至 TRACE 的模型转换能够提高建模效率, 但并非简单的输入文件格式转换, 仍需在充分理解程序间输入体系差异的基础上, 开展人工核查、等效建模处理与迭代修正等系统性建模工作。识别并总结转换过程中存在的问题及其修正方式, 有助于后续 RELAP5 输入模型向 TRACE 输入模型的转换应用。经多轮试算与迭代修正后, 形成我国大型非能动压水堆的 TRACE 程序输入模型, 该模型在总体系统布置、主要节点划分、初始边界条件及关键控制逻辑方面与 RELAP5 基准模型保持合理一致, 可用于后续稳态验证、事故瞬态分析以及程序间对比研究。

3. 转换模型验证与程序间对比分析

3.1. 验证工况与稳态结果对比

为检验转换后 TRACE 输入模型在典型事故瞬态分析中的适用性, 本文选取冷管段 2 英寸小破口失水事故(Small-Break Loss-of-Coolant Accident, SBLOCA)作为验证工况。相较于大破口失水事故等快速发展事故, 该工况事故进程持续时间较长, 阶段性特征较为清晰。结合相应试验数据, 对非能动堆芯冷却系统响应行为及关键部件动作时刻开展对比分析, 可较好地考察转换后 TRACE 输入模型对复杂瞬态过程的模拟能力。具体事故场景为 3 号冷管段底部 2 英寸小破口失水事故, 并考虑单一故障条件, 即非稳压器侧 4 个 ADS-4 阀门中有 1 个失效未开启。破口位置及 ADS-4 阀门失效示意如图 4 所示。

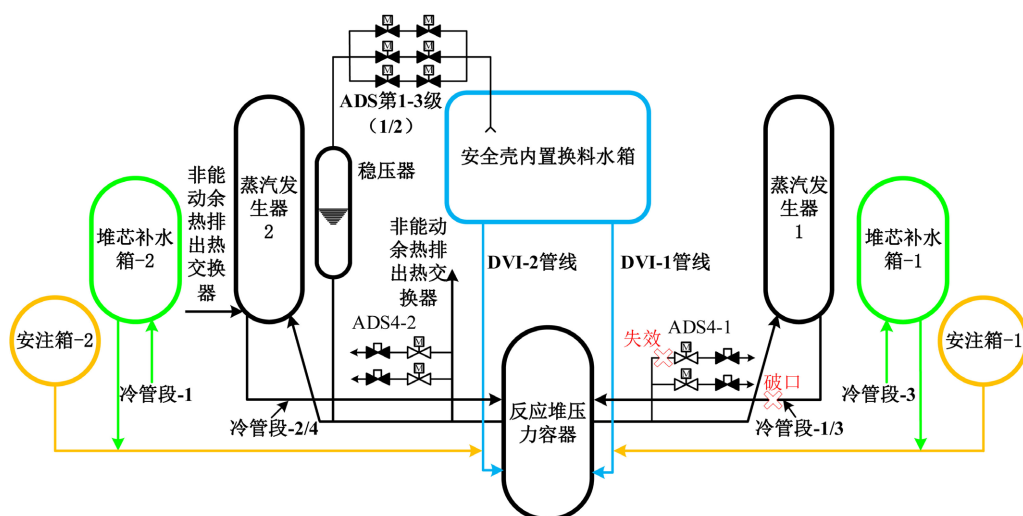


Figure 4. Schematic of the break location and ADS-4 valve failure in the SBLOCA scenario
图 4. SBLOCA 工况破口位置及 ADS-4 阀门失效示意图

在开展瞬态分析前，需要对输入模型进行稳态运行调试与校核，以确保系统处于设计工况，并为后续瞬态计算提供可靠的初始条件。稳态调试过程中，重点关注堆芯功率、系统压力、冷却剂温度与循环流量等关键参数，并对 TRACE 输入模型中的相关设置进行必要修正。表 2 汇总了 RELAP5 与 TRACE 的稳态计算结果。由表可知，两程序稳态计算结果均与设计值总体吻合较好，能够为后续冷管段小破口失水事故瞬态分析提供合理的初始条件。

Table 2. Comparison of steady-state calculated values and design values [14] [15]

表 2. 程序稳态计算值与设计值对比[14] [15]

稳态参数	设计值	RELAP5 模拟值	TRACE 模拟值
堆芯热功率(MW)	4040	4040	4040
稳压器压力(MPa)	15.5	15.5	15.5
压力容器入口温度(K)	557.45	557.68	557.42
压力容器出口温度(K)	596.85	597.05	596.87
冷却剂平均温度(K)	577.15	577.36	577.15
主泵流量(单泵) (m ³ /h)	21642	21643	21650
蒸汽发生器出口蒸汽压力(MPa)	6.01	6.010	6.013
单台蒸汽发生器蒸汽流量(kg/s)	1123.4	1123.8	1124.1

3.2. 冷管段小破口失水事故瞬态对比分析

在稳态验证的基础上，进一步开展冷管段 2 英寸小破口失水事故瞬态计算，用于检验转换后 TRACE 输入模型对主要事故过程和非能动安全系统响应的模拟能力，并与先进堆芯冷却机理试验(Advanced Core-cooling Mechanism Experiment, ACME)台架对应工况的试验数据进行对比[22]。根据事故过程中系统运行状态及关键安全部件动作，本文将小破口失水事故瞬态过程划分为五个阶段：喷放阶段、自然循环阶段、ADS-1~3 降压阶段、ADS-4 降压阶段以及 IRWST 注入阶段。为实现关键输出参数与试验数据的对比，依据台架与原型之间的相似比例关系对试验数据进行比例放大，以统一比较基准。

两程序的主要事件时序汇总于表 3。需要说明的是，ACME 试验台架的初始运行压力约为 9.2 MPa，且相较于原型尺度，台架中部分安全系统在试验初始时已处于预运行状态，因此相关事件时刻在表中以“—”表示。从表中可以看出，RELAP5 和转换后的 TRACE 输入模型均能够较好地预测事故主要瞬态过程以及非能动堆芯冷却系统的瞬态响应，说明转换后的 TRACE 输入模型在该工况下具备较好的适用性。同时，RELAP5 与 TRACE 程序自身组件体系及相关计算模型存在差异，导致 TRACE 程序对相关安全部件动作时刻的预测相较于 RELAP5 计算结果及试验数据存在一定偏差。

Table 3. Main event sequence of the 2-inch SBLOCA scenario [16] [17] [22]

表 3. 2 英寸 SBLOCA 工况主要事件时序[16] [17] [22]

事件	试验时间(s)	RELAP5 模拟时间(s)	TRACE 模拟时间(s)
破口开启	—	0	0
反应堆紧急停堆	—	56.5	58.5
“S” 信号触发	—	61	63
主泵惰转	—	68	70

续表

PRHR 开启	—	76	78
CMT 高压安注开启	—	76	78
ADS-1 阀门开启	1182	1340	1452
ACC 中压安注开启	1359	1396	1479
ADS-2 阀门开启	1291	1388	1508
ADS-3 阀门开启	1412	1516	1628
ACC 中压安注排空	2058	1966	2092
ADS-4a 阀门开启	2469	2500	2476
ADS-4b 阀门开启	2529	2560	2532
IRWST 低压安注开启	2716	2708	2628

图 5~7 给出了两程序关键输出参数与试验值的对比结果。如图 5(a)所示,在喷放阶段与自然循环阶段,两程序一回路系统压力变化曲线吻合较好,均复现了破口喷放导致的系统快速降压过程以及系统接近两相饱和状态后进入自然循环阶段,压力变化趋缓的特征。进入 ADS-1~3 降压阶段后,TRACE 程序中 ADS-1 级阀门的开启时刻相对滞后,导致系统快速降压阶段整体后移,并进一步造成其与 RELAP5 计算结果及试验数据之间的偏差。如图 5(b)所示,虽然两程序采用的临界流模型不同,破口喷放质量流量吻合较好,局部差异主要与 ADS-1 级阀门开启时刻不同及由此引起的系统状态变化有关。

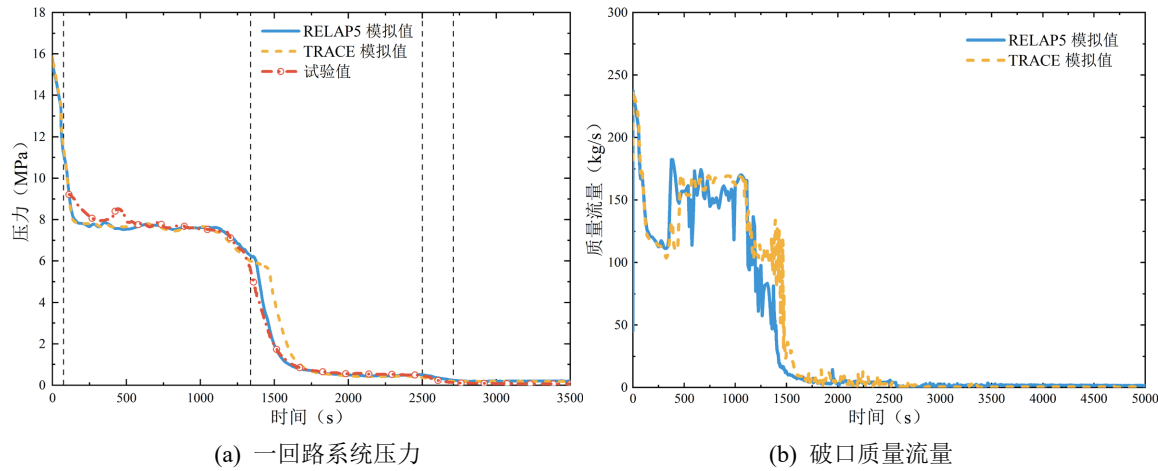


Figure 5. Comparison of primary system pressure and break mass flow rate
图 5. 一回路系统压力与破口质量流量对比

如图 6(a)所示,事故初期 CMT 以再循环模式运行,两程序对 CMT 再循环安注流量的模拟结果均与试验值吻合较好。CMT 由再循环模式向排水模式过渡阶段,TRACE 程序的 CMT 安注流量模拟结果偏小。这主要由于两程序在 CMT 回路压力平衡管线(Pressure Balance Line, PBL) T 形支管处采用的水平分层夹带相关计算模型实现方式上存在不同,进而影响 CMT 运行模式过渡阶段的 PBL 支管取流相含率以及 CMT 自然循环有效驱动压头。相较于 RELAP5 模型,TRACE 模型中 PBL 管线在同一时段内的流体混合密度仍较高,导致 CMT 排液驱动力相对较弱;直至 PBL 管线空泡份额升高并趋于排空后,CMT 安注流量才逐步增大并接

近 RELAP5 模型计算结果。如图 6(b)所示,受 ADS-1 级开启滞后的影响,TRACE 输入模型中系统压力降至 ACC 预充压力以下的时刻相应后移,ACC 安注启动因此延迟。尽管两程序中对 ACC 建模的实现方式不同,其安注流量的整体变化趋势均与试验值吻合较好,能够复现 ADS-1~3 降压阶段的 ACC 安注过程。

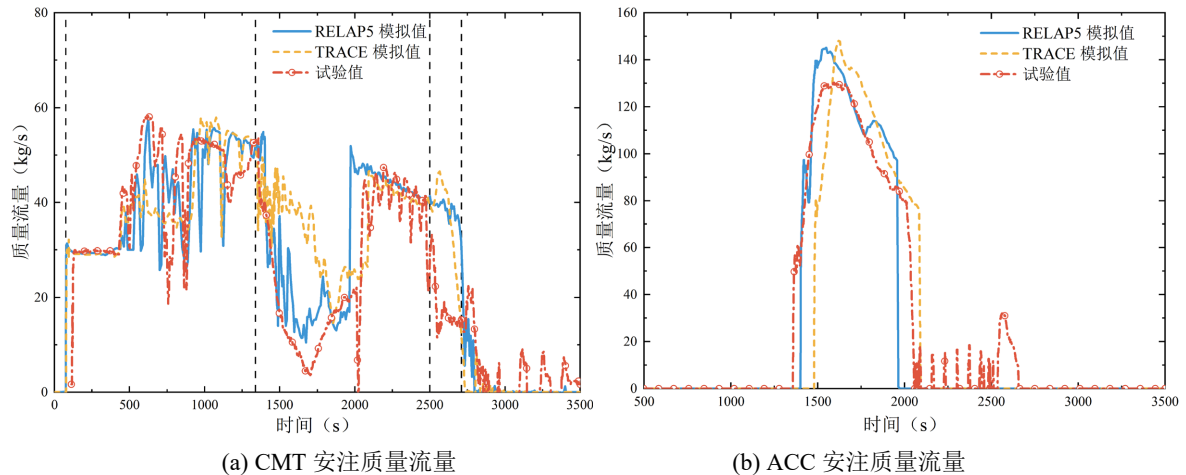


Figure 6. Comparison of CMT and ACC injection mass flow rates
图 6. CMT 与 ACC 安注质量流量对比

如图 7(a)所示,由于 TRACE 模型中一回路系统压力更早降至 IRWST 重力安注压头以下,相较于 RELAP5 模型,IRWST 重力安注提前开启。IRWST 启动以后,由于两程序采用了相同的安注管线阻力值设置,其 IRWST 安注流量的模拟结果吻合较好,但总体上均高于试验值。该偏差可能与数值模型中安注管线局部阻力等效处理以及边界条件简化处理有关。如图 7(b)所示,事故初期,受破口冷却剂流失影响,堆芯坍塌液位迅速下降;随着 CMT、ACC 及 IRWST 等安全部件陆续投入,堆芯坍塌液位下降趋势逐渐得到缓解并出现回升。进入 ADS-1~3 降压阶段后,TRACE 输入模型中堆芯坍塌液位变化趋势整体上与 RELAP5 计算结果及试验数据吻合较好。TRACE 计算结果在部分阶段与 RELAP5 计算结果存在一定偏差,主要与前期 CMT 自然循环有效驱动压头及排水过程预测差异有关。

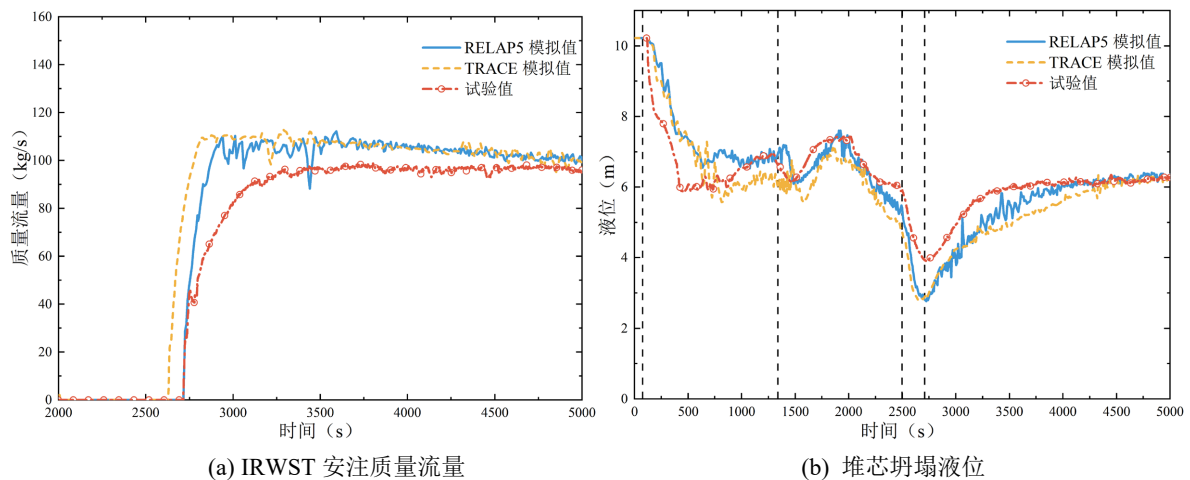


Figure 7. Comparison of IRWST injection mass flow rate and core collapsed liquid level
图 7. IRWST 安注质量流量与堆芯坍塌液位对比

总体来看,两程序输出参数的变化趋势基本一致,经转换和校核后的 TRACE 输入模型能够较好再现冷管段 2 英寸小破口失水事故中一回路系统降压、非能动堆芯冷却系统各安注部件的动作及注入过程、ADS 系统启动后的系统快速降压以及堆芯坍塌液位的演化等主要瞬态过程。上述结果表明,程序间输入模型转换能够为复杂系统模型复用和程序间对比分析提供可行的基础。

4. 讨论

4.1. 输入模型转换对模型复用与一致性建模的作用

本文的转换与验证结果表明,程序间输入模型转换的意义并不仅限于减少重复建模工作量。对于面向程序验证的多程序对比计算而言,通过转换已经验证的输入模型并结合新程序输入体系与规范开展人工校核,能够尽可能保持不同程序间输入模型在几何划分、初始边界条件和控制逻辑实现等方面的一致性,有助于降低不同程序独立建模时引入的附加差异与用户建模差异,使程序间的对比分析更多集中在程序自身组件体系、本构关系、模型选项和数值求解方法等方面,为程序间交叉验证中的偏差归因提供更清晰的对比基础。

从模型复用角度看,成熟程序在长期应用过程中已积累了大量经过验证的试验台架模型、基准题模型和原型堆模型,具有较高的复用价值。若能将其转换为目标程序可识别的输入模型,并在转换后开展系统性核查与修正,可为目标程序快速建立验证模型提供基础。本文 RELAP5 至 TRACE 转换实例表明,即使不同程序在组件定义、控制逻辑和模型选项方面存在差异,经过人工校核和迭代修正后,转换模型仍能够较好再现主要事故瞬态过程和关键热工水力响应。因此,程序间输入模型转换可作为复杂系统模型复用、程序间一致性建模和交叉验证的重要辅助手段。

此外,针对本文经系统化梳理构建的程序间输入模型转换与校核框架,选取了具有相应试验数据支撑的冷管段 2 英寸小破口失水事故工况进行验证。对于其他事故或瞬态工况,模型转换后的关键校核对象和偏差主导因素可能发生变化。例如,在大破口失水事故等快速降压工况中,破口临界流模型、堆芯两相流换热模型及再淹没模型差异可能对计算结果产生更显著影响;在蒸汽发生器传热管破裂和主蒸汽管道破裂等涉及一、二回路耦合或二次侧边界快速变化的工况中,蒸汽发生器模型及换热模型、二次侧边界条件及控制逻辑的转换一致性可能成为主要校核内容。因此,后续仍需结合更多事故类型和运行瞬态开展扩展验证,以进一步评估程序间输入模型转换方法的适用范围及局限性。

4.2. 对自主化程序输入模型兼容设计和 V&V 的启示

若自主化热工水力系统分析程序在开发阶段即考虑与成熟程序输入模型之间的兼容关系,建立较清晰的组件映射规则、参数转换接口和控制逻辑表达方式,可有效降低后续验证阶段的重复建模成本。特别是对于水力组件、热构件、控制系统等具有较强共性的建模对象,可通过标准化的数据结构和模块化接口实现输入模型迁移,并为不同程序版本之间的模型继承和维护提供基础。自主化程序若具备对长期积累的成熟程序输入模型的识别、转换或辅助导入能力,将有助于降低用户模型迁移成本,提高既有验证模型的继承利用效率,并促进新程序在工程分析和程序验证中的推广应用。

输入模型转换适用于不同程序在系统建模思路、组件体系和边界条件表达方式上具有一定对应关系的情形,其主要作用在于提高初始模型构建效率,并为程序间对比提供相对一致的建模基础。对于程序的 V&V,验证过程主要关注数学模型、数值方法与程序实现之间的一致性关系,确认过程则侧重评估程序对关键热工水力现象及系统瞬态响应的再现能力与预测精度,从而判断其在特定分析对象和事故场景下的适用性与可信度。在程序间对比中通过输入模型转换尽可能地保持输入模型的总体一致性,程序间瞬态计算结果的系统性偏差能够更直接地反映不同程序在本构关系、模型实现和数值求解方法等方面的

差异,有助于定位差异、评估程序分析能力以及确定程序后续改进方向。

当前,程序间输入模型转换后的校核与修正处理仍较多依赖于用户经验,复杂系统模型的人工核查工作量不可忽视。后续自主化程序开发可考虑配套建设输入模型检查工具,在模型建立或转换过程中自动识别几何参数、边界条件、控制逻辑、材料物性和模型选项等关键输入的不一致问题,并给出提示或修正建议,从而进一步提高复杂系统建模效率、降低人工校核工作量及由人为处理引入的附加差异。在此基础上,可进一步拓展不同堆型和更多事故瞬态工况的应用验证,建立面向典型基准题、试验台架和工程对象的验证模型库,使已有验证模型能够在不同程序、不同版本和不同分析任务之间复用,为自主化热工水力系统分析程序的持续验证与迭代完善提供基础。

从长期发展看,热工水力程序输入模型可进一步向对象化、模块化和模型驱动方向发展。通过建立统一的系统组件描述、参数接口和模型管理机制,可逐步弱化传统文本输入卡对程序间模型迁移的限制,并为一维系统模型与三维局部模型之间的耦合、局部替换和数据传递提供条件,从而提高自主化程序的人机交互友好性、模型管理能力和跨程序协同验证效率。

5. 总结

本文依托 SNAP/R52TRACE 转换插件,经系统化梳理构建了程序间输入模型转换与校核框架,以我国大型非能动压水堆为对象,开展了 RELAP5 至 TRACE 程序的输入模型转换、人工校核修正及典型工况交叉验证与对比分析。典型事故工况的瞬态对比结果表明,依托转换插件的初步自动转换可有效保留既有模型的主要建模基础,但转换后输入模型仍需结合组件映射关系、几何与水力参数、控制逻辑、热构件及关键模型选项等内容开展系统性核查与迭代修正。经修正后的 TRACE 输入模型在主要稳态参数上与设计值吻合较好,并能够较好再现冷管段 2 英寸小破口失水事故中主要瞬态过程及关键热工水力现象,验证了既有程序间输入模型转换工具与模型复用思路在复杂反应堆系统建模中的可行性与适用性。

研究表明,程序间输入模型转换不仅能够减少复杂系统重复建模工作量,还可为模型复用、程序间一致性建模、交叉验证与偏差溯源提供基础。对于自主化热工水力系统分析程序开发与验证,若在输入体系设计阶段考虑与成熟程序输入模型的兼容关系,并配套开发输入模型检查工具和验证模型库,将有助于降低用户建模差异,提高既有验证模型的继承利用效率,形成可持续的程序验证与迭代完善机制,进而为自主化程序的模型评估、工程应用和持续优化提供支撑。

参考文献

- [1] Deng, J., Ding, S., Li, Z., Huang, T., Wu, D., Wang, J., *et al.* (2021) The Development of ARSAC for Modeling Nuclear Power Plant System. *Progress in Nuclear Energy*, **140**, Article ID: 103880. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2021.103880>
- [2] 葛炜, 杨燕华, 刘飒, 等. 大型先进压水堆核电站关键设计软件自主化与 COSINE 软件包研发[J]. 中国能源, 2016, 38(7): 39-44.
- [3] 徐财红, 袁红胜, 柳焕楠, 等. 两流体双压力热工水力系统分析软件 LOCUST 2.0 架构设计[J]. 核动力工程, 2023, 44(6): 86-94.
- [4] 国家核安全局. HAF102-2016 核动力厂设计安全规定[S]. 北京: 国家核安全局, 2016.
- [5] 国家核安全局. HAD102/18-2017 核动力厂安全分析用计算机软件开发与应用(试行) [S]. 北京: 国家核安全局, 2017.
- [6] Deng, C., Zhang, X., Yang, Y. and Yang, J. (2019) Research on Scaling Design and Applicability Evaluation of Integral Thermal-Hydraulic Test Facilities: A Review. *Annals of Nuclear Energy*, **131**, 273-290. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.03.042>
- [7] 黄茜, 胡梦岩, 彭翠婷, 等. 反应堆热工水力验证性数据库的建设与展望[J]. 核科学与工程, 2024, 44(2): 274-285.
- [8] Hu, M., Deng, C., Yu, S., Zhang, X. and Yang, J. (2025) The Applications and Prospects of BEPU Methodology in

- Generation III Nuclear Reactors. *Nuclear Engineering and Design*, **442**, Article ID: 114205. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2025.114205>
- [9] Applied Programming Technology, Inc. (2011) Symbolic Nuclear Analysis Package (SNAP) User's Manual. Applied Programming Technology, Inc.
- [10] Prošek, A., Berar, O.A. and Mavko, B. (2012) IJS Procedure for Converting Input Deck from RELAP5 to TRACE. U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- [11] Berar, O.A., Prošek, A. and Mavko, B. (2013) RELAP5 and TRACE Assessment of the Achilles Natural Reflood Experiment. *Nuclear Engineering and Design*, **261**, 306-316. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2013.05.007>
- [12] Prošek, A. and Berar, O.A. (2012) Advanced Presentation of BETHSY 6.2TC Test Results Calculated by RELAP5 and TRACE. *Science and Technology of Nuclear Installations*, **2012**, Article ID: 812130. <https://doi.org/10.1155/2012/812130>
- [13] Prošek, A. (2025) TRACE Simulations of LOCAs Together with the Complete Loss of One Emergency Core Cooling Function in Two-Loop PWR. U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- [14] Zheng, M., Yan, J., Jun, S., Tian, L., Wang, X. and Qiu, Z. (2016) The General Design and Technology Innovations of CAP1400. *Engineering*, **2**, 97-102. <https://doi.org/10.1016/j.eng.2016.01.018>
- [15] 郑明光, 严锦泉. 大型先进非能动压水堆 CAP1400[M]. 上海: 上海交通大学出版社, 2018.
- [16] Li, Y.Q., Chang, H.J., Ye, Z.S., Fang, F.F., Shi, Y., Yang, K., *et al.* (2016) Analyses of ACME Integral Test Results on CAP1400 Small-Break Loss-of-Coolant-Accident Transient. *Progress in Nuclear Energy*, **88**, 375-397. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2016.01.012>
- [17] Deng, C., Chen, L., Yang, J. and Wu, Q. (2019) Best-estimate Calculation Plus Uncertainty Analysis of SBLOCA Transient for the Scale-Down Passive Test Facility. *Progress in Nuclear Energy*, **112**, 191-201. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2018.12.018>
- [18] U.S. Nuclear Regulatory Commission (2015) TRACE V5.0 Assessment Manual: Main Report. U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- [19] Information Systems Laboratories, Inc. (2006) RELAP5/MOD3.3 Code Manual, Volume I: Code Structure, System Models, and Solution Methods. U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- [20] Information Systems Laboratories, Inc. (2006) RELAP5/MOD3.3 Code Manual, Volume IV: Models and Correlations. U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- [21] U.S. Nuclear Regulatory Commission (2015) TRACE V5.0 Theory Manual: Field Equations, Solution Methods, and Physical Models. U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- [22] 张雪艳, 杨军, 王诗琦, 等. 国际标准题 51“公开测试”阶段进展及分析[J]. 核动力工程, 2022, 43(6): 15-23.