

5. Bonicelli M., D'Auria F., Debrecin N., Galssi G. A methodology for the qualification of thermalhydraulic codes nodalization. — In: NURETH-6 Conf., Grenoble, France, October 1993.
6. Wickett A., Neil A. Advanced LOCA Code Uncertainty Assessment: A Pilot Study. AEEW-R2508, Winfrith, UK, November 1990.
7. Glaeser H., Hofer E., Kloos M., Skorek T. Uncertainty and sensitivity analysis of a post-experiment calculation in thermal-hydraulics. — Reliability Engng System Safety, 1994, № 45, p. 19—33.
8. Hofer E. The GRS program package for uncertainty and sensitivity analysis. — In: Proc. of the Seminar on Methods and Codes for Assessing the Off-Site Consequences of Nuclear Accidents, EUR 13013, Commission of the European Communities, Brussels, 1990.
9. Uncertainty Methods Study for Advanced Best Estimate Thermal Hydraulic Code Applications. NEA/CSNI/R (97) 35, 1998, v. 1, 2.
10. RELAP5/MOD3 CODE MANUAL. NUREG/CR-5535, 1995.
11. Уилкс С. Математическая статистика. М.: Изд-во ин. лит-ры, 1967.
12. Гмурман В.Е. Теория вероятностей и математическая статистика. Учебн. пос. для вузов. Изд. 7-е, стер. М.: Высшая школа, 2000.
13. Ван дер Варден Б. Математическая статистика. М.: Изд-во ин. лит-ры, 1960.
14. Ефанов А.Д., Ложкин В.В., Куликов Б.И. и др. Экспериментально-расчетное исследование процессов теплообмена в аварийных ситуациях с потерей теплоносителя. — Известия вузов. Ядерная энергетика, 2000, № 1, с. 49.

Поступила в Редакцию 22.05.02

УДК 621.039.576

РАБОТОСПОСОБНОСТЬ АСТ-500 ПРИ ЗАПРОЕКТНОЙ РЕАКТИВНОСТНОЙ АВАРИИ

Глебов В.В. (НИИ механики ННГУ)

Дефицит и дороговизна органического топлива, с одной стороны, и наметившийся рост промышленного производства, с другой, вынуждают в настоящее время пересмотреть возможности ядерной энергетики, в том числе генерации тепла. В 90-е годы был свернут перспективный именно для нашей страны проект строительства атомных станций теплоснабжения. Несмотря на достигнутый в этом проекте принципиально новый уровень безопасности по сравнению с существующими в мире атомными электростанциями, проект был свернут по соображениям, скорее, политическим, чем техническим или экономическим.

В последние годы продолжались работы по математическому моделированию и расчетным исследованиям безопасности и работоспособности АСТ при запроектной аварии, сопровождающейся разгерметизацией корпуса и отказом всех систем безопасности реактора. Аналогичная авария на электростанции с корпусным водо-водяным реактором приводит к тяжелейшим последствиям, связанным с плавлением топлива в активной зоне. В соответствии с требованиями общих положений обеспечения безопасности атомных станций [1] анализ последствий запроектных аварий является основой для составления планов мероприятий по защите персонала и населения в случае аварий, а также руководства по управлению запроектными авариями.

Несмотря на чрезвычайно малую вероятность совпадения исходного события и отказа всех систем безопасности ядерной энергетической установки, представляет интерес рассмотрение таких сценариев развития аварии, когда преградой на пути ее развития могут быть только свойства внутренней самозащищенности самого реактора.

В работе [2] впервые поставлена задача исследования гипотетических аварийных режимов, характеризующихся чрезвычайно маловероятным наложением отказов оборудования либо диверсионными действиями. Целью расчетов является повышение уровня безопасности установки посредством выработки мероприятий по прекращению опасного развития аварийных процессов и оценка резерва времени для вмешательства. В частности, рассмотрен режим непредусмотренного извлечения рабочих органов сис-

темы управления и защиты реактора при его работе в энергетическом диапазоне. В течение первых 200 с процесса не действуют системы защиты реактора.

Последующие работы [3—5] посвящены более подробному описанию как нейтронно-физических, так и теплогидравлических процессов, происходящих при указанной аварии, с целью уточнить резерв времени для дистанционного вмешательства в ход аварии. Таким вмешательством может быть, например, введение жидкого поглотителя в теплоноситель первого контура. Показано, что работоспособность АСТ может быть сохранена даже при такой аварии.

В настоящей работе проведен сравнительный анализ математических моделей, используемых для расчета запроектных аварий, рассмотрены возможности верификации модели критического истечения, а также приведены новые результаты, полученные с помощью уточненных по результатам этого анализа модулей.

Математические модели реактора АСТ при расчете запроектных аварий. В работе [2] при описании процессов в активной зоне использовали точечную модель кинетики реактора. Реактор АСТ занимает промежуточное положение между «большими» и «малыми» реакторами. Поэтому обосновать вводимую реактивность в уравнениях точечной кинетики, которая соответствовала бы перемещению группы поглотителей при рассматриваемой аварии, представляется затруднительным. Кроме того, между параметрами водного теплоносителя и коэффициентом размножения среды активной зоны реактора существует связь в каждой точке активной зоны. Изменение этой связи в динамике определяет взаимодействие нейтронно-физических и теплогидравлических процессов, для описания которых недостаточно знания только интегральных характеристик нейтронного потока и водного теплоносителя.

В работах [3—5] динамику связанных нейтронно-физических и теплогидравлических процессов рассматривали с помощью трехмерной двухгрупповой динамической модели кинетики нейтронов и многоканальной теплогидравлической с учетом возможности разгерметизации как прочного, так и страховочного корпуса реактора. Длительность расчета переходного процесса, происходящего без вмешательства систем безопасности реактора, определялась моментами разрыва корпуса реактора или прекращением естественной циркуляции теплоносителя из-за снижения уровня воды ниже окон перелива. При этом резерв времени для дистанционного воздействия на ход аварии измерялся десятками минут. В этих работах использовали константное обеспечение модели кинетики нейтронов для корпусного водо-водяного реактора, не учитывающее изменение размножающих свойств материала активной зоны при появлении пара в теплоносителе. При выборе расчетной схемы предполагали, что пространственная структура нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в активной зоне реактора позволяет ограничиться рассмотрением только тех ТВС, которые расположены в секторе симметрии 60° по азимуту активной зоны, что ограничивало возможности расчета взаимодействия нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в активной зоне пространственными гармониками высших порядков.

В настоящей работе в математической модели кинетики нейтронов используется константное обеспечение, впервые рассчитанное для свежей загрузки реактора АСТ по программе физического расчета ячеек КАССЕТА [6]. В рассматриваемой аварии возможно значительное изменение ядерно-физических параметров активной зоны, входящих в уравнения кинетики нейтронов, в связи с кипением водного теплоносителя. Поэтому при расчете коэффициента размножения учитывали его зависимость в каждой расчетной точке от плотности теплоносителя. Основным фактором, определяющим эту зависимость, является эффект уменьшения вероятности избежать резонансного захвата при уменьшении плотности теплоносителя. Для параметров активной зоны реактора АСТ зависимость близка к линейной с коэффициентом 0,1 в диапазоне изменения относительного удельного объема теплоносителя от 0,8 до 2. Расчетная схема, используемая в настоящей работе, учитывает тепловыделение в каждой ТВС активной зоны (сектор симметрии 360°). По теплогидравлическим процессам активная зона ре-

актора представлена двумя параллельными каналами, в каждый из которых входит половина ТВС активной зоны, расположенных в секторе 180° . Это позволяет учесть возможность возникновения наименее устойчивой первой азимутальной моды межканальных теплогидравлических колебаний. Математическая модель процесса разгерметизации описывает образование щели в разъемах реактора при деформации крепежных деталей в пределах упругости, критическое истечение теплоносителя первого контура в страховочный корпус и критическое истечение парогазовоздушной смеси из страховочного корпуса в помещение станции. Модель критического истечения [7] является одной из наиболее сложных и вместе с тем наиболее важных при обосновании безопасности реакторных установок в авариях с разгерметизацией корпуса реактора. Правильное описание критического истечения теплоносителя существенно влияет на давление в реакторе и положение уровня жидкой фазы теплоносителя. В случае снижения этого уровня ниже окон перелива прекращается циркуляция теплоносителя, что нарушает работоспособность реактора.

В настоящее время многие отечественные исследователи ведут работы по верификации западных кодов, моделирующих в том числе процессы критического истечения теплоносителя, в целях их использования для анализа безопасности реакторов. В частности, коды ATHLET и RELAP удовлетворительно учитывают зависимость удельного критического расхода от массового паросодержания и отслеживают зависимость критического истечения от длины канала. Однако количественное расхождение результатов расчета с опытными данными, полученными на каналах, велико. Анализ экспериментальных данных показал, что при количественном сравнении расчета и эксперимента нельзя пренебрегать зависимостью расхода теплоносителя при критическом истечении от относительной (к диаметру) длины канала. При разгерметизации корпуса АСТ деформация крепежных деталей в пределах упругости приводит к образованию щели, для которой этот параметр имеет значение больше 1000. Тем не менее сравнение расчетного расхода недогретой воды при ее критическом истечении в момент разгерметизации корпуса АСТ и представительных отечественных экспериментальных данных показывает их разумное соответствие. Существенные погрешности возникают только при малом расходе критического истечения.

Расчет запроектной реактивной аварии. Сценарий рассматриваемой запроектной аварии АСТ состоит в неконтролируемом извлечении с нормальной скоростью ($0,02$ м/с) группы поглотителей из крайнего нижнего положения при работе станции на энергетическом уровне мощности ($\sim 20\%$ номинального). Авария сопровождается полным отказом всех аварийных систем.

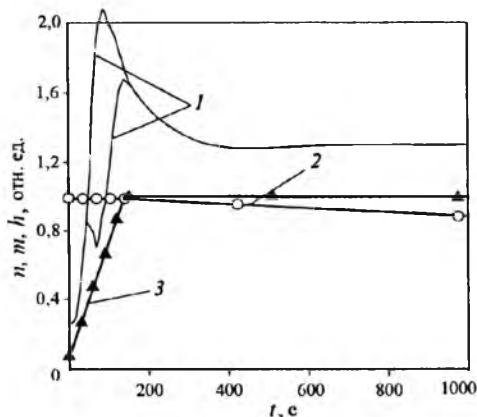
Проектная реактивность, вносимая при извлечении всех поглотителей (12 групп, 36 поглотителей) среднего кольца активной зоны составляет $-0,063$, или $\sim 10\beta$. Однако технически возможно одновременное извлечение шести групп поглотителей [2], что и реализовано в расчетах, приведенных в настоящей работе.

Температура теплоносителя промежуточного контура на входе в теплообменник между реакторным и промежуточным контурами (150°C) соответствует проектной на малом энергетическом уровне работе АСТ и в течение аварии не меняется.

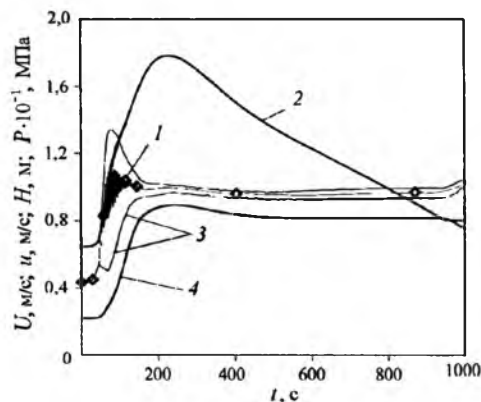
При всех положениях извлекаемых поглотителей стационарное состояние реактора устойчиво как по нейтронно-физическим, так и по теплогидравлическим процессам. Такой вывод сделан после квазистатического извлечения поглотителей из активной зоны по методике [8].

Динамика процессов, происходящих при извлечении 18 поглотителей с нормальной скоростью $0,02$ м/с в условиях полного отказа всех систем аварийной защиты реактора, показана на рис. 1—3.

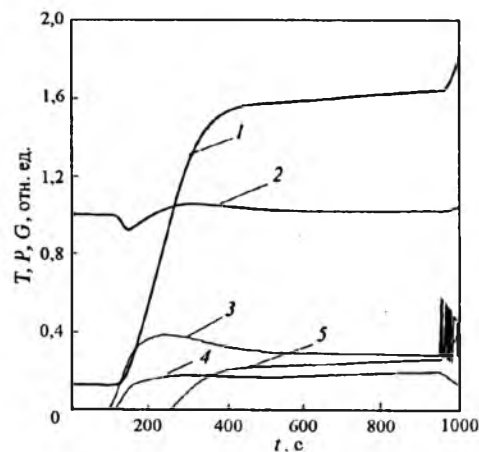
На рис. 1 видно, что при достижении уровня нейтронной мощности 80% номинального значения возникают азимутальные колебания нейтронного потока. Размах колебаний достигает 140% (максимальный 210% , минимальный 70%). Огибающая амплитуды колебаний расхода теплоносителя на входе в активную зону по первой



Р и с. 1. Переходные процессы в прочном корпусе реактора: 1 — огибающие амплитуды колебаний нейтронного потока N относительно номинального во втором канале; 2 — масса теплоносителя в первом контуре относительно начальной; 3 — положение извлекаемых поглотителей относительно высоты активной зоны



Р и с. 2. Переходные процессы в прочном корпусе реактора: 1 — скорость теплоносителя на входе в активную зону; 2 — уровень зеркала раздела фаз над окнами перелива; 3 — огибающие амплитуды колебаний скорости теплоносителя на входе в канал активной зоны; 4 — давление



гармонике (в половинах активной зоны по азимуту) показана на рис. 2: расход в каждой половине зоны меняется от 1,3 до 0,5 м/с при начальном 0,4 м/с. Интенсивный разогрев теплоносителя приводит к росту скорости естественной циркуляции в первом контуре более чем в 2 раза, а также давления. В результате роста давления связанные нейтронно-физические и теплогидравлические колебания в активной зоне прекращаются. Давление, при котором происходит вскрытие нижнего реакторного разъема, достигается на 100 с процесса, в работе [2] — на 120 с. Вскрытие реакторных разъемов приводит к критическому истечению теплоносителя в страховочный корпус, в результате чего кривые давления в прочном корпусе и уровня жидкой фазы теплоносителя имеют максимумы: давление достигает 9 МПа, уровень — отметки 1,8 м над окнами перелива. Максимум нейтронной мощности достигается на 80 с, давления — на 250 с процесса. И временные отметки, и максимальные близки ранее полученным в работе [2] — максимальная нейтронная мощность 160% номинальной достигается на 70 с, давление (7,5 МПа) — на 200 с. В дальнейшем ход аварии различен. В работе [2] учтено срабатывание системы аварийного расхолаживания при достижении давления 7,5 МПа (на 200 с). К 600 с давление снижается на 2,5 МПа. Однако существенное различие в ходе аварии с расчетом не объясняется только срабатыванием системы аварийного расхолаживания. В работе [2] расчетное количество теплоносителя, покинувшего прочный корпус к 260 с, составило ~20 т, что привело к разрыву циркуляции в активной зоне. В то же время расчет упругой деформации крепежа реакторных разъемов и критического истечения через них даже при более высоком давлении в прочном корпусе показывает, что уровень жидкой фазы теплоносителя в прочном корпусе снижается значительно медленней и достигает нижнего разъема (0,8 м выше окон перелива) на 950 с. Это означает, что более 15 мин с начала аварии в реакторе не произошло необратимых изменений и в случае принятия мер к снижению мощности он остается работоспособным.

Р и с. 3. Переходные процессы в страховочном корпусе реактора: 1 — давление относительно давления начала разгерметизации; 2 — температура парогазовоздушной смеси относительно начальной; 3, 4 — расход теплоносителя из страховочного корпуса через нижний и верхний разъем соответственно; 5 — расход парогазовоздушной смеси из страховочного корпуса (нормировано на 30 кг/с)

Испарение вытекающего из прочного корпуса теплоносителя приводит к росту давления в страховочном корпусе: на 250 с оно превышает 1,5 МПа, что приводит к вскрытию разъемов страховочного корпуса. Снижение уровня жидкой фазы теплоносителя в прочном корпусе до нижнего разъема вызывает резкий рост расхода парогазовой смеси в страховочный корпус и соответственно давления в нем (см. рис. 3). Расчет закончен на 1000 с в связи с превышением давления в страховочном корпусе пределов его прочности.

Заключение. Проведен сравнительный анализ математических моделей, используемых при расчете запроектной реактивной аварии на атомной станции теплоснабжения. В настоящей работе трехмерная диффузионная математическая модель кинетики нейтронов впервые использует константное обеспечение физического расчета параметров активной зоны реактора с учетом плотностного коэффициента реактивности по пару. Рассмотрены возможности верификации модели критического истечения теплоносителя при разгерметизации корпуса реактора.

Расчет переходных процессов показал, что свойства внутренней самозащищенности реактора АСТ (отрицательный плотностный коэффициент реактивности по пару и увеличение скорости естественной циркуляции теплоносителя с ростом мощности тепловыделения) позволяют ему длительное время сохранять работоспособность в условиях гипотетической аварии, сопровождаемой отказом всех систем безопасности. При этом давление не превысило предела прочности реакторных корпусов и крепежных деталей реакторных разъемов, деформация крепежных деталей не превысила предела упругости, не произошло разрыва контура естественной циркуляции теплоносителя в прочном корпусе, плавления топлива в активной зоне. Интегрирование кривой расхода парогазовоздушной смеси из страховочного корпуса позволяет оценить радиоактивный выброс в помещение станции. Запас времени для принятия мер дистанционного воздействия на ход аварии составил не менее 15 мин.

Работа финансируется в рамках гранта Министерства образования РФ по фундаментальным исследованиям в области энергетики и электротехники.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88) ПНАЭ Г-01-011-89. М.: Энергоатомиздат, 1990.
2. Митенков Ф.М., Егоров В.В., Кууль В.С. и др. Концепция безопасности реакторной установки атомной станции теплоснабжения. — Атомная энергия, 1988, т. 64, вып. 4, с. 267—275.
3. Глебов В.В. Модель, программа и расчет тяжелой аварии в установке с реактором водо-водяного типа. — В кн.: Теплофизика-98. Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. В 2-х т. Обнинск, ГНЦ РФ ФЭИ, 1998, т. 2, с. 218.
4. Глебов В.В. Расчетное исследование работоспособности и безопасности водо-водяного реактора при тяжелой аварии с разгерметизацией корпуса. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2000, вып. 2, с. 26—32.
5. Глебов В.В. Применение программы ЕМКА для расчетного исследования запроектной реактивной аварии на атомной станции теплоснабжения. — В кн.: Теплофизика-2001. Теплофизические аспекты безопасности АЭС. Теплогидравлические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация). Обнинск, 2001, с. 163—164.
6. Программа КАССЕТА для расчета нейтронно-физических характеристик гетерогенных ТВС реакторов с легководным замедлителем. ИАЭ им. И.В. Курчатова, ОФАП-ЯР, инв. № 1774, 1990.
7. Фисенко В.В. Сжимаемость теплоносителя и эффективность работы контуров циркуляции ЯЭУ. М.: Энергоатомиздат, 1987. 200 с.
8. Глебов В.В. Методика численного анализа устойчивости и автоколебаний в кипящих реакторах. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. 1987, вып. 2, с. 58—66.