

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

- А.А. Брызгалов, А.А. Наталенко, Ф. Де Роза, С. Тирини, Н. Вукелату*
Использование программного комплекса ASTEC для моделирования поведения продуктов деления и других элементов, поступающих в систему охлаждения легководного реактора при тяжелой аварии 3
- Ю.В. Волков, Д.С. Самохин, А.В. Соболев, А.Н. Шкаровский*
Разработка методов и оценка показателей надежности персонала по статистике инцидентов на АЭС РФ 15
- О.М. Гулина, М.Н. Павлова, В.П. Политюков, Н.Л. Сальников*
Оптимальное управление ресурсом парогенератора АЭС 25
- В.Б. Морозов, Г.В. Токмачев*
Подход к моделированию отказов по общей причине в вероятностном анализе безопасности проектов новых АЭС с ВВЭР-1000 31
- А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.Г. Каленишин, А.В. Нахабов*
Автоматизированная система контроля целостности металла и переходников сталь-цирконий технологических каналов ядерных реакторов РБМК-1000 42

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

- С.М. Вакуловский, М.В. Прописнова, В.М. Ким, А.И. Никитин, И.Ю. Катрич, В.Б. Чумичев, А.А. Волокитин*
Комплексное радиоэкологическое обследование территорий и прилегающих акваторий вблизи пунктов базирования и утилизации атомных подводных лодок 51

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

- В.П. Садулин*
Обоснование применения турбинно-нейтронных расходомеров в корпусном кипящем реакторе с естественной циркуляцией теплоносителя в активной зоне 57
- А.Ю. Станковский, А.Ю. Конобеев, И.С. Купцов*
Программа CASCADEX для расчета взаимодействий частиц и ядер промежуточных и высоких энергий с веществом ... 65
- ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА**
- А.А. Брызгалов, А.А. Наталенко, Ф. Де Роза, С. Тирини, Н. Вукелату*
Моделирование теплогидравлических процессов в защитной оболочке экспериментального реактора RHEBUS .. 76
- А.А. Казанцев, А.С. Кондратьев*
Простые формулы для определения термодинамических свойств натрия 86
- А.А. Казанцев*
Разработка теплогидравлического кода КАНАЛ и теплофизических моделей для тренажеров АС 94
- В.В. Перевезенцев, В.И. Солонин, Ф.Д. Сорокин*
Нестационарные гидродинамические нагрузки и вибрации пучка твэлов в ТВС ВВЭР-440 104
- В.С. Федотовский, А.И. Орлов*
Эффективная теплопроводность пучков стержней и труб при их случайных отклонениях от правильной решетки 113

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

- Н.И. Евжик, А.Н. Сесекин, О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин, А.А. Кадников*
Оптимизация сетевых графиков замены парогенераторов АЭС с ВВЭР-1000 с использованием аппарата нелинейного математического программирования 121
- М.В. Максимов, С.Н. Пелых, О.В. Маслов, В.Е. Баскаков*
Метод оценки эффективности алгоритма маневра мощностью энергоблока с реактором типа ВВЭР 128
- А.П. Унщиков*
Об одной модели поиска оптимального числа ЗИП 140

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

- В.Н. Кононов, А.В. Коробейников, В.В. Коробейников, О.Е. Кононов, Н.А. Соловьев*
Использование функций влияния при оптимизации пучков нейтронов для целей нейтронной терапии 146
- В.Л. Ромоданов, И.В. Мухамадьяров, А.Г. Белевитин, В.В. Афанасьев, В.К. Сахаров, Д.Н. Черникова*
Обнаружение делящихся материалов в багаже пассажиров аэропортов в установках с импульсными нейтронными источниками и цифровой обработкой данных 157
- И.А. Тырас*
Изменение соотношения ветвей распада околопорогового резонанса ${}^7\text{Li}^*$ (7.45 МэВ) под влиянием кулоновского поля сопутствующей α -частицы в реакции ${}^7\text{Li}(\alpha, \alpha){}^7\text{Li}^*$ 165

CONTENTS

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

<i>A.A. Bryzgalov, A.A. Natalenko, F. De Rosa, S. Tirini, N. Voukelatou</i>	
Using ASTEC Code to Model Fission Products and other Elements Releases through Reactor Cooling System during the LWR Severe Accident	3
<i>Yu.V. Volkov, D.S. Samokhin, A.V. Sobolev, A.N. Shkarovsky</i>	
The Development of the Methods and Estimation of the Staff Reliability Indications Find on the Statistics of the NPP Incidents at Russia	15
<i>O.M. Gulina, M.N. Pavlova, V.P. Politukov, N.L. Salmikov</i>	
Optimal NPP Steam Generator Lifetime Management using Stochastic Kalman Filter	25
<i>V.B. Morozov, G.V. Tokmachev</i>	
Approach to Common Cause Failure Modeling in Probabilistic Safety Assessments for New Designs of NPPs with VVER-1000 Reactors	31
<i>A.I. Trofimov, S.I. Minin, M.G. Kalenishin, A.V. Nakhobov</i>	
Automated Breakage Monitoring System of Metal and Binding Steel-Zirconium Fuel Channels RBMK-1000 Nuclear Reactor	42

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

<i>C.M. Vakulovsky, M.V. Propisnova, V.M. Kim, A.I. Nikitin, I.Y. Katrich, V.B. Chumichev, A.A. Volokitin</i>	
A Comprehensive Radiological and Environmental Investigation of Territories and Water Areas near Nuclear Submarine Operation Bases and Dismantling Sites	51

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

<i>V.P. Sadulin</i>	
Justification of Turbine-Neutron Flow Gages usage in a Vessel-Type Boiling Reactor with Natural Coolant Circulation in the Core	57
<i>A.Yu. Stankovskiy, A. Yu. Konobeev, I. S. Kuptsov</i>	
Modified Internuclear Cascade-Evaporated Model for Calculation of Interactions between Particles and Nucleus in Intermediate and High Energy Ranges with Matter	65

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

<i>A.A. Bryzgalov, A.A. Natalenko, F. De Rosa, S. Tirini, N. Voukelatou</i>	
Thermohydraulics Simulation for PHEBUS Containment	76
<i>A.A. Kazantsev, A.S. Kondratyev</i>	
Simple Formulas for Thermodynamic Properties of Sodium	86
<i>A.A. Kazantsev</i>	
Development of Thermal Hydraulic Code KANAL and Thermal Physics Models for NPP Simulators	94
<i>V.V. Perevezentsev, V.I. Solonin, F.D. Sorokin</i>	
Non-Stationary Hydrodynamic Loadings and Fuel Rods Beam Vibrations in Fuel Assembly WWER-440	104
<i>V. Fedotovskiy, A. Orlov</i>	
Effective Heat Conductivity of Rod and Tube Bundles with Random Deviation from Regular Lattice	113

NUCLEAR POWER PLANTS

<i>N.I. Yevzhik, A.N. Sesekin, O.L. Tashlykov, S.Ye. Sheklein, A.A. Kadnikov</i>	
Optimization of a Network Diagrams for Replacement of Steam- and Gas Generators of NPP with VVER-1000 using the Method of Nonlinear Mathematical Programming	121
<i>M.V. Maksimov, S.N. Pelykh, O.V. Maslov, V.E. Baskakov</i>	
A Method to Estimate Efficiency of a Nuclear Power Unit Capacity Maneuver Algorithm for the case of WWER Reactors	128
<i>A.P. Unshchikov</i>	
About an Optimal SPT Number Search Model	140

APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS

<i>V.N. Kononov, A.V. Korobeynikov, V.V. Korobeynikov, O.E. Kononov, N.F. Soloviev</i>	
Neutron Beam Optimization for Tumor Therapy with Importance Functions use	146
<i>V.L. Romodanov, I.V. Mukhamadyarov, A.G. Belevitin, V.V. Afanasiev, V.K. Sakharov, D.N. Chernikova</i>	
Detection of Fissile Materials in Installations with Pulsed Neutron Sources and Digital Signal Processing	157
<i>I.A. Tyras</i>	
The Branching Ratio Change in the Reaction ${}^7\text{Li}(\alpha, \alpha){}^7\text{Li}^*$ with the Formation of the Near-Threshold ${}^7\text{Li}^*(7.45 \text{ MeV})$ Resonance under the Influence of the Coulomb Field of the Accompanying Particle	165

УДК 621.039.51

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ASTEC ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ПОВЕДЕНИЯ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ И ДРУГИХ ЭЛЕМЕНТОВ, ПОСТУПАЮЩИХ В СИСТЕМУ ОХЛАЖДЕНИЯ ЛЕГКОВОДНОГО РЕАКТОРА ПРИ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ

А.А. Брызгалов*, А.А. Наталенко*, Ф. Де Роза**, С. Тирини**,
Н. Вукелату**

* *Обнинский государственный технический университет атомной энергетики, г. Обнинск*

** *Italian National Agency for New Technology, Energy and the Environment*



На основе экспериментальных данных интегрального теста PHEBUS FPT1 проведена верификация программного комплекса ASTEC V1.3REV2. Были изучены процессы разрушения активной зоны, выделения и распространения различных элементов через систему охлаждения реактора. Рассматривались количественная и качественная динамики на различных участках системы охлаждения реактора. Были определены доминирующие вкладчики в суммарную массу аэрозольных частиц, достигающих защитной оболочки, и произведены количественные расчеты. Указаны некоторые недостатки программных модулей ASTEC и сделаны рекомендации о возможности применения этой программы для оценки накопления и поведения элементов, выделяющихся вследствие разрушения активной зоны при тяжелой аварии.

ВВЕДЕНИЕ

В эпоху мирового ренессанса атомной энергетики как никогда остро стоит вопрос безопасности. Несмотря на то, что безопасность реакторов обеспечивается множественными барьерами, возможны аварии различной степени тяжести. Чтобы ядерная энергия стала действительно безопасным энергетическим ресурсом, необходимо понять, какие еще меры безопасности должны быть предприняты. Для выработки таких мер необходимо уметь предсказывать и оценивать последствия аварий, проводить расчеты по различным сценариям аварий.

Основные проблемы при создании программных комплексов для проведения таких расчетов – это и недостаточное количество экспериментальных данных по последствиям аварий, и необходимость учета колоссального количества возникающих в результате аварии физических, химических и биологических процессов.

© А.А. Брызгалов, А.А. Наталенко, Ф. Де Роза, С. Тирини, Н. Вукелату, 2008

В мире всего лишь несколько десятков экспериментальных стендов позволяют накапливать знания о последствиях аварийных ситуаций, а сами эксперименты длительны по времени и требуют больших финансовых затрат.

В данной работе была проведена верификация программного комплекса ASTEC.

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ASTEC

Представленные в статье расчеты были выполнены с помощью программного комплекса ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code) – программы для оценки характеристик выброса вследствие аварии, предназначенной для моделирования тяжелых аварий в легководных реакторах. ASTEC разрабатывается Институтом радиационной защиты и ядерной безопасности (French Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety (IRSN)), Франция, совместно с Обществом по безопасности ядерных установок и реакторов (Gesellschaft für Anlagen – und Reaktorsicherheit (GRS)), Германия. Программа ASTEC состоит из отдельных модулей, моделирующих различные физические процессы в отдельных частях реактора. Возможны как интегральное моделирование аварийной ситуации с заданием начальной композиции активной зоны, так и отдельное использование любого из модулей, характеризуемое заданием определенных начальных условий. ASTEC включает в себя около двух десятков различных модулей, позволяющих детально описать большинство важнейших процессов, возникающих при аварийных ситуациях. Укажем основные модули:

- модуль DIVA описывает процесс разрушения активной зоны реактора вследствие возникновения избыточного давления и критических температур; подмодуль ELSA описывает выделение продуктов деления из разрушаемой активной зоны; модель SIC (Silver, Indium, Cadmium) описывает поведение материалов контрольного стержня;
- модуль CORIUM описывает поведение расплава активной зоны, вытекшего из разрушенного корпуса;
- модуль CESAR предназначен для описания теплогидравлических процессов в системе охлаждения реактора, имеется возможность моделирования первого и второго контуров и парогенератора;
- модуль SOPHEROS используется для описания динамики накопления и поведения продуктов деления и других материалов в системе охлаждения реактора;
- модуль CPA состоит из двух подмодулей и описывает поведение аэрозольных частиц и теплогидравлические процессы в защитной оболочке;
- модуль IODE описывает химические реакции в газообразной и жидкой фазах для различных соединений йода и рутения.

Программа ASTEC разрабатывается на протяжении 10 лет; последней версией на данный момент является версия ASTEC V1.3rev2, выпущенная в декабре 2007 г. [1].

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ РЕАКТОР PHEBUS

Верификация программы ASTEC проводилась на основе экспериментальных данных интегрального теста PHEBUS FTP1. Серия экспериментов PHEBUS была инициирована в начале 90-х годов, продолжалась в течение 15 лет и включила в себя шесть различных экспериментов, моделирующих тяжелую аварию с расплавлением активной зоны легководного реактора. Основное назначение этой серии тестов – изучение накопления и поведения продуктов деления и других материалов, выделяющихся в процессе разрушения активной зоны. Условия всех тестов, определяемые конструктивными особенностями экспериментальной установки, были похожи, но имелись небольшие различия

- в начальных композициях активной зоны;
- в характеристиках загружаемого топлива;
- в параметрах системы охлаждения реактора;
- в составе и теплогидравлических параметрах атмосферы в здании защиты.

Реактор PNEBUS находится в научно-исследовательском центре Комиссариата по атомной энергии Франции (CEA) в Кадараше и представляет собой реактор петлевого типа с тепловой мощностью 20 МВт. Активная зона загружается слабообогащенным урановым топливом, в качестве замедлителя и теплоносителя используется вода. Экспериментальный стенд моделирует реактор с водой под давлением тепловой мощностью 900 МВт в масштабе 1/5000 (схематично реактор PNEBUS представлен на рис. 1) [2].

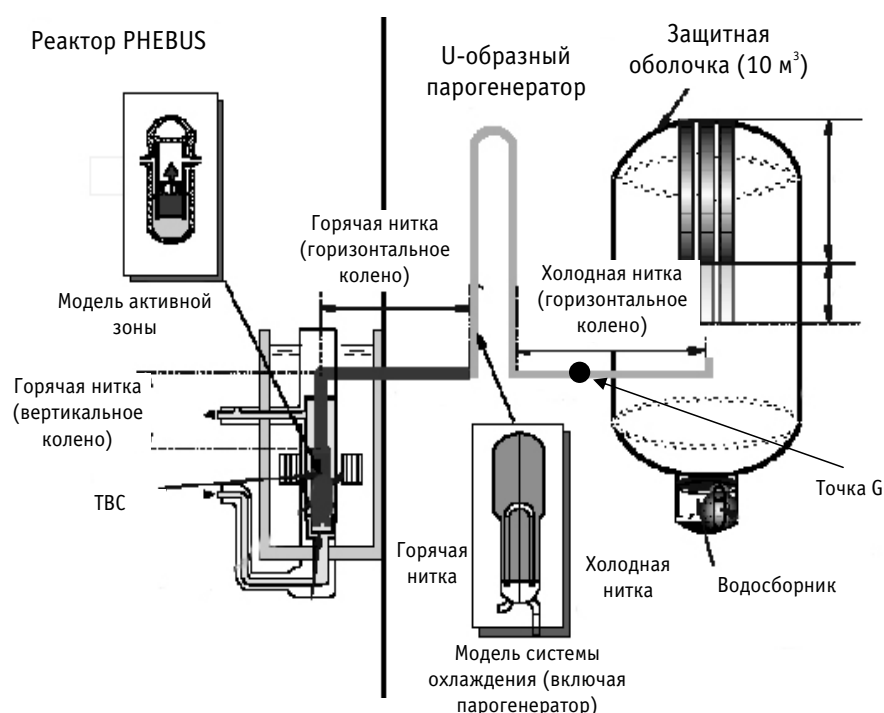


Рис. 1. Схематичное представление экспериментальной установки PNEBUS

ЭКСПЕРИМЕНТ PNEBUS FPT1

Высота и диаметр активной зоны реактора ~ 1 м, загрузка – около 11 кг уранового топлива в оболочке из сплава циркония. Всего было загружено 18 топливных стержней, предварительно облученных до выгорания 23,4 ГВтд/тТМ, два стержня со свежим топливом и один управляющий стержень, состоящий из серебра, индия и кадмия. Эксперимент состоял из подготовительной семидневной фазы, в течение которой топливо повторно облучалось при средней мощности 205 кВт для накопления достаточного количества короткоживущих продуктов деления. Далее, после 36-часовой фазы установления граничных условий в системе охлаждения реактора следовала 5-часовая переходная фаза, в течение которой водяной пар при давлении ~ 0,2 МПа накачивался в активную зону реактора со скоростью 0,5–2,2 г/с, при этом мощность выросла до 34,4 кВт. Сама фаза разрушения активной зоны состояла из двух основных частей (см. табл. 1). Период калибровки детекторов составлял 7900 с, а период разрушения активной зоны, который сопровож-

Таблица 1

Основные этапы фазы разрушения активной зоны в эксперименте PHEBUS FTP1

Период	Время, с
Калибрование	0 – 7900
Предокисидирование	7900 – 11060
Окисидирование	11060 – 14580
Разогрев	14580 – 17039
Охлаждение	17039 – 18617
Остановка реактора	17039
Изоляция защитной оболочки	18617

дался выделением продуктов деления и других элементов и распространением их через систему охлаждения, – 7900–17000 с [3].

СИСТЕМА ОХЛАЖДЕНИЯ РЕАКТОРА

Продукты деления и другие элементы, выделяющиеся в процессе разрушения активной зоны, распространяясь через систему охлаждения реактора, попадают в защитную оболочку. Основные конструкционные элементы, моделирующие систему охлаждения реактора:

- вертикальное колено (высота около 3 м), идущее непосредственно от активной зоны, и горизонтальное колено (длина около 9 м и внутренний диаметр 30 мм), примыкающее к вертикальному колену; эти два элемента моделируют условия, возникающие в горячей нитке первого контура системы охлаждения реактора с водой под давлением;
- U-образная труба (протяженностью 4 м и внутренним диаметров 20 мм), моделирующая парогенератор;
- горизонтальное колено (длина 4 м и внутренний диаметр 20 мм), примыкающее с одной стороны к парогенератору и приводящее к защитной оболочке с другой стороны. Таким образом моделируется холодная нитка первого контура.

Верхняя часть активной зоны, восходящая ветвь парогенератора и элементы, моделирующие горячую нитку первого контура, сделаны из сплава Inconel-600 и поддерживаются при температуре 700°C в течение всего эксперимента. Нисходящая ветвь парогенератора и горизонтальный участок, моделирующий холодную нить первого контура, сделаны из сплава AISI 304L и поддерживаются при температуре 150°C в течение всего эксперимента.

ДИНАМИКА НАКОПЛЕНИЯ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ И ДРУГИХ ЭЛЕМЕНТОВ В СИСТЕМЕ ОХЛАЖДЕНИЯ

Расчеты показали наличие неточностей в предсказании программой ASTEC поведения аэрозольных частиц в защитной оболочке при интегральном моделировании аварии, а именно, ASTEC ошибочно предсказывает время появления аэрозольных фрагментов в защитной оболочке, их суммарную массу и форму кривой, описывающей концентрацию частиц. Независимое использование модуля CPA дает правильный ход кривой концентрации частиц с небольшими количественными отличиями от экспериментальных значений. Чтобы найти источник ошибок, возникающих при интегральном моделировании поведения аэрозоля в защитной оболочке, были определены основные вкладчики в суммарную массу аэрозоля и последовательно изучена динамика накопления, осаждения и распространения их на различных участках системы охлаждения реактора.

Ввиду отсутствия точных экспериментальных данных для ряда элементов в горячей нитке в качестве реперной точки, для которой производилось сравнение результатов, полученных по программе ASTEC, и экспериментальных данных PHEBUS FPT1 была выбрана точка, локализованная примерно в центре холодной нитки первого контура системы охлаждения (так называемая точка G на рис. 1, [2]). В заключение был сделан анализ осаждения в системе охлаждения и учтены соответствующие коррекции.

На первом этапе были сравнены полученные по программе ASTEC V1.3rev2 суммарные потоки масс всех элементов в аэрозольной форме, проходящие через точку G (в зависимости от времени), с экспериментальными значениями потоков масс PHEBUS FPT1 (рис. 2). Из рисунка следует, что

- ASTEC предсказывает первое появление элементов (олово и уран) в системе охлаждения в моменты времени 5460 и 6220 с; в это время происходит разрушение оболочек ТВС, однако в эксперименте первое появление элементов наблюдается только после 11000 с;
- если не принимать во внимание два вышеупомянутые пика, ASTEC предсказывает первое значительное появление элементов в системе охлаждения в момент времени 8900 с, что на 2300 с раньше, чем это наблюдалось в эксперименте;
- количественное различие между максимальными значениями потока массы около 25%, но в эксперименте пик был зафиксирован в 17100 с, а по расчетам ASTEC он наблюдается в 9340 с;
- наблюдается инверсия распределений потока массы относительно момента времени 13500 с;
- в целом ASTEC недооценивает суммарный поток массы после оксидации.

На следующем этапе были рассчитаны распределения потоков масс отдельно для всех элементов, выделяющихся при разрушении активной зоны. Целью была идентификация основных вкладчиков в суммарную массу аэрозоля и понимание того, какие именно элементы ответственны за такое существенное различие экспериментальных результатов и предсказаний ASTEC. Были выявлены следующие закономерности в результатах ASTEC:

- как уже отмечалось ранее, первые два пика, которые не были зафиксированы в эксперименте, обусловлены выделением олова и урана;
- в общем, кривые накопления продуктов деления имеют схожий вид и отличаются только количественными значениями;
- первый значительный максимум в момент времени 8940 с на 90% обусловлен выделением кадмия из управляющего стержня;

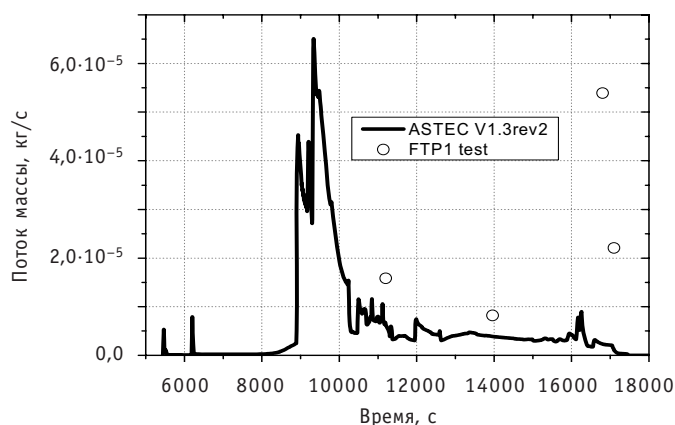


Рис. 2. Поток массы всех элементов в аэрозольной форме, проходящих через точку G

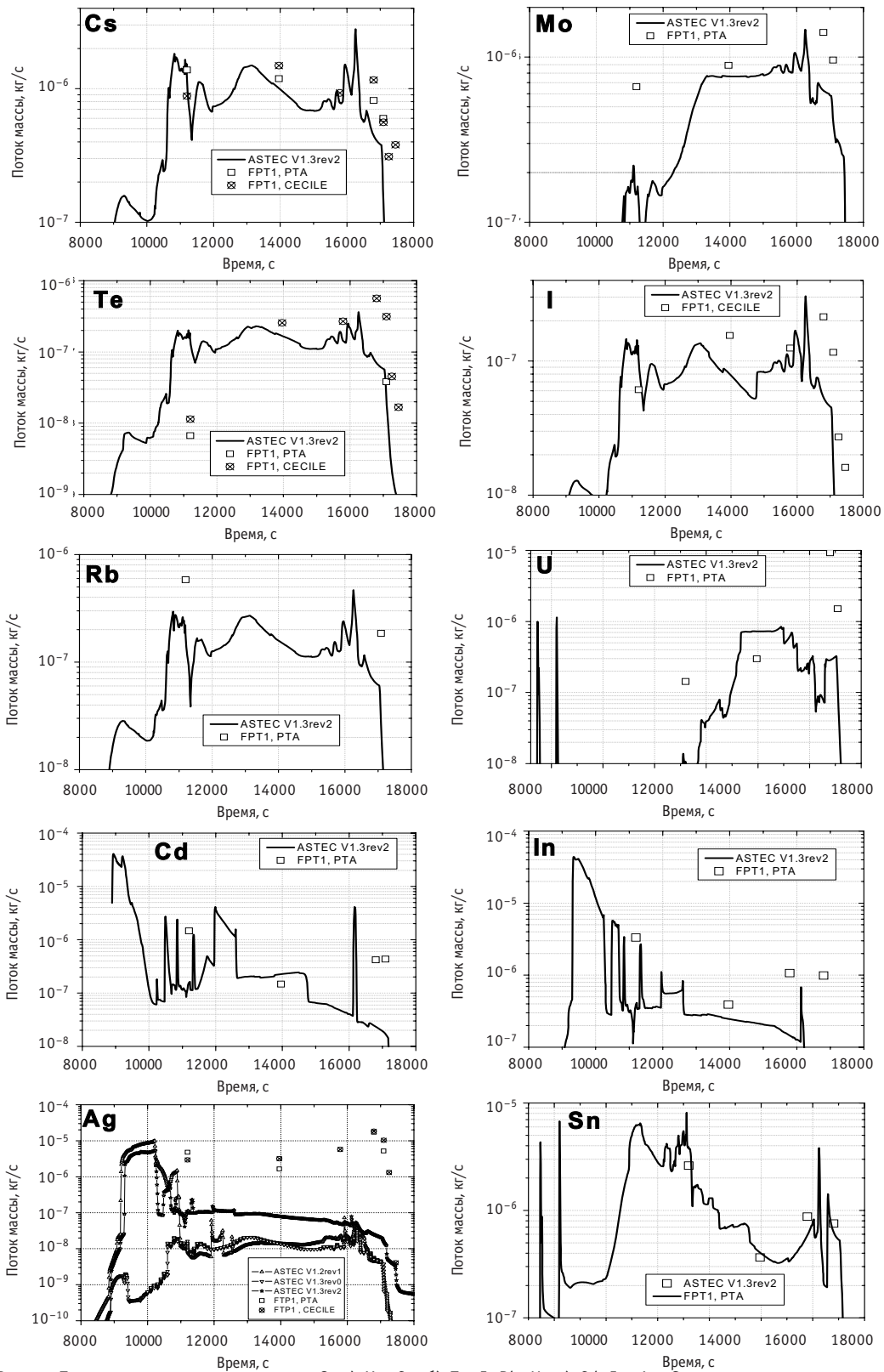


Рис. 3. Потоки масс элементов в точке G: а) Mo, Cs; б) Te, I, Rb, U; в) Cd, In, Ag, Sn

- основной пик в период 9320–10270 с на 85% обусловлен выделением индия и серебра, пик в момент времени 16170 с обусловлен выделением кадмия;
- олово выделяется в значительных количествах (поток массы $\sim 10^{-5}$ – 10^{-6} кг/с) на протяжении всего периода разрушения активной зоны.

Более детальная процентная динамика содержания различных элементов в суммарном массовом потоке будет представлена в следующих разделах статьи.

Было произведено сравнение потоков масс различных элементов, наблюдаемых в эксперименте и предсказываемых программой ASTEC (соответствующие результаты представлены на рис. 3). Существует два набора экспериментальных данных: результаты РТА (post test approach)-анализа и результаты CECILE (спектрометрический анализ). Эти данные слегка расходятся, но расхождения пренебрежимо малы по сравнению с разницей предсказаний программы ASTEC.

На рис. 3 для каждого элемента представлены РТА и/или CECILE экспериментальные результаты. Отметим общие особенности, характерные для групп элементов.

Поведение продуктов деления предсказывается удовлетворительно по сравнению с другими группами элементов.

Существуют проблемы в предсказании поведения урана: во-первых, ASTEC дает два небольших пика в моменты времени 5460 и 6200 с. Это весьма странно и, возможно, связано с несовершенством численного алгоритма, реализуемого в программе. Во-вторых, ASTEC недооценивает поток массы урана и не предсказывает наблюдаемый в эксперименте значимый всплеск выделения урана в момент времени 16800 с. ASTEC недооценивает общую массу выделившегося урана примерно в 5 раз.

Основные неточности связаны с предсказанием динамики материалов контрольного стержня. В частности, для кадмия предсказывается пик выделения в момент времени 8940 с, который не был зафиксирован в эксперименте; общая масса кадмия оценивается программой весьма точно. Похожая ситуация с поведением индия, однако общая масса индия переоценивается более чем в 3 раза. Описанию поведения серебра будет посвящен следующий раздел вследствие важности этого элемента для химических процессов в защитной оболочке. Отметим, что поведение материалов контрольного стержня описывается в рамках SIC (silver, indium, cadmium) модели модуля DIVA, которая сейчас активно верифицируется и улучшается.

В заключение отметим, что экспериментальные данные для ряда элементов весьма скупы, что не дает возможности делать выводы о конкретных неточностях в физических предположениях моделей.

ДИНАМИКА ПОВЕДЕНИЯ СЕРЕБРА

Серебро – очень важный элемент с точки зрения его участия в химических реакциях с йодом с образованием соединения AgI , которое осаждается и тем самым приводит к уменьшению концентрации йода в атмосфере защитной оболочки. Йод обладает высокой токсичностью и летучестью, поэтому образование соединения AgI необходимо для предотвращения распространения йода за пределы защитной оболочки. Серебро может выделяться в процессе разрушения активной зоны не только как материал контрольного стержня, но и как продукт деления, но более 99% по массе серебра – это материал контрольного стержня. Для серебра мы сравнили с экспериментом результаты, полученные по трем различным версиям ASTEC, отличающимся используемыми SIC моделями (рис. 3). ASTEC более чем в 6 раз недооценивает общую массу выделяющегося серебра. Последняя версия про-

граммы V1.3rev2 дает наилучшие результаты, но они все еще очень далеки от экспериментальных значений.

ДИНАМИКА СОДЕРЖАНИЯ РАЗЛИЧНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В ОБЩЕЙ МАССЕ ВЕЩЕСТВА, ДОСТИГАЮЩЕГО ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКИ

Анализ динамики накопления элементов в процессе эксперимента важен для понимания ошибок в предсказании поведения элементов, порождающих наибольшие неточности при изучении свойств аэрозольных частиц. Доминирующими вкладчиками в общую массу аэрозоля являются материалы контрольного стержня, но мы покажем, что также существуют выделяющиеся в процессе эксперимента элементы, поведение которых ASTEC, в принципе, не прослеживается из-за отсутствия соответствующих моделей.

Вследствие наличия временного сдвига между результатами программы ASTEC и экспериментальными данными и дискретного характера экспериментальных данных их прямое сравнение невозможно, усреднение по времени также не даст полной картины динамики элементов. Поэтому последовательно рассмотрим предсказания программы ASTEC и данные эксперимента и выделим основные особенности в поведении элементов. На рис. 4 представлена динамика содержания различных элементов в аэрозольной форме в общей массе вещества, достигающего защитной оболочки по результатам моделирования при помощи программы ASTEC, а в табл. 2 – аналогичные экспериментальные данные PHEBUS FPT1.

Как уже упоминалось, ASTEC не прослеживает динамику таких элементов как рений, свинец и алюминий; они изначально содержатся в активной зоне для полного массового баланса в реакторе в целом, но их эволюция не моделируется. Эти три элемента в различные моменты времени составляют 15–50% от общей массы выделившихся элементов, и среди них ~90% – это рений. Возвращаясь к проблеме

Таблица 2

Динамика содержания различных элементов в аэрозольной форме в общей массе вещества, достигающего защитной оболочки (экспериментальные данные PHEBUS FPT1)

Элемент	Интервал времени, с			
	11051–11349	13810–14104	16473–16833	17034–17040
Ag	30%	21%	32%	24%
In	21%	5%	2%	5%
Cd	9%	2%	–	2%
Sn	17%	5%	2%	3%
U	–	4%	17%	7%
Rb	4%	–	–	–
Mo	4%	11%	3%	4%
Tc	–	–	–	2%
Cs	9%	15%	2%	3%
Re	4%	31%	35%	48%
Al	–	2%	3%	–
Pb	–	2%	–	–
Другие	2%	0%	4%	2%

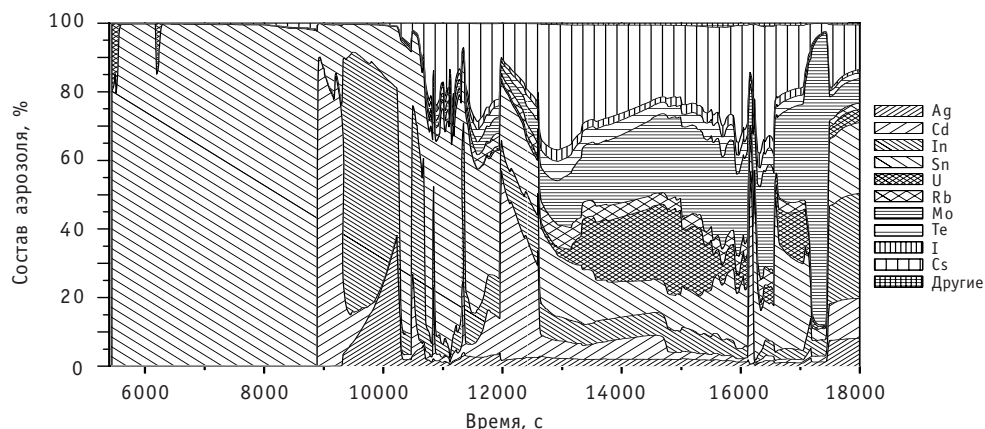


Рис. 4. Динамика содержания различных элементов в аэрозольной форме в общей массе вещества, достигающего защитной оболочки (результаты моделирования при помощи программы ASTEC)

предсказания поведения серебра, отметим, что в эксперименте масса серебра составляет 20–30% от общей массы всех элементов, в то время как по предсказаниям ASTEC эта величина не более 6%.

В табл. 3 приведены данные об общей массе различных элементов, достигших защитной оболочки, их доле в общей массе аэрозоля и абсолютной ошибке между экспериментальными значениями и предсказаниями программы ASTEC.

ОСАЖДЕНИЕ ЭЛЕМЕНТОВ НА РАЗЛИЧНЫХ УЧАСТКАХ СИСТЕМЫ ОХЛАЖДЕНИЯ

В заключение приведем результаты анализа осаждения материалов в системе охлаждения. Такие данные помогли окончательно определиться с источником неточностей в предсказаниях динамики накопления элементов в защитной оболочке. С помощью программы ASTEC были рассчитаны полные коэффициенты осаждения элементов (отношение массы элемента, поступающего в систему охлаждения, к количеству элемента, поступающего в защитную оболочку). Отметим, что для ряда элементов нет точных экспериментальных данных о массах элементов, поступающих в систему охлаждения и осаждаемых в вертикальной части системы охлаждения, а приводятся лишь довольно широкие диапазоны возможных значений. Точные значения массы элемента, поступающего в систему охлаждения и осаждаемого в вертикальной части системы охлаждения, выбирались на основе минимизации абсолютной ошибки в массе элемента, осажденного в системе охлаждения, рассчитанной двумя способами. С одной стороны, масса элемента, осажденная в системе охлаждения, равняется разности между массами элементов, поступающих в систему охлаждения и защитную оболочку, а с другой стороны, масса элементов, осажденная в системе охлаждения, равняется сумме масс элементов, осаждаемых на различных участках системы охлаждения. При таком выборе значений масс элементов, поступающих в систему охлаждения и осаждаемых в вертикальной части системы охлаждения, достигается хорошее согласование между рассчитанными и экспериментальными факторами осаждения для большинства элементов (рис. 5). Однако мы не можем с уверенностью говорить об отсутствии недостатков в модуле SOPHAEROS, описывающем поведение аэрозольных частиц в системе охлаждения реактора, из-за недостаточности и неточности экспериментальных данных.

Таблица 3

Масса элементов, достигших защитной оболочки в эксперименте PHEBUS FPT1

Элемент	Форма*		Масса элементов, достигших защитной оболочки				Абсолютная ошибка, г
	Аэрозольная	Газообразная	FPT1 – эксперимент		Результат программы ASTEC V1.3rev2**		
Масса, г**			% в общей массе аэрозоля	Масса, г	% в общей массе аэрозоля		
Благородные газы							
Kr		100%	2.1	0	2.2	0	+0.1
Xe		100%	22.9	0	26.0	0	+3.1
Летучие продукты деления							
I	94.1%	5.9%	0.7	0.5%	0.6	0.8%	-0.1
Te	100%		1.3	1%	0.97	1.24%	-0.33
Rb	100%		1.2	0.9%	1.1	1.41%	-0.1
Cs	100%		7.0	5.3%	6.5	8.33%	-0.5
Sb		100%	1.6 10 ⁻²	0	3.6 10 ⁻²	0	пмк
Mo	99.7%	0.3%	4.6	3.5%	3.7	4.74%	0.9
Tc			1.0	0.8%	1.1 10 ⁻³	пмк	пмк
Слабо летучие продукты деления							
Ba			6.5 10 ⁻²	пмк ***	7.6 10 ⁻²	пмк	пмк
Ru			5.6 10 ⁻²	пмк	2.1 10 ⁻³	пмк	пмк
Sr			1.7 10 ⁻²	пмк	1.3 10 ⁻³	пмк	пмк
Sm			9.6 10 ⁻⁴	пмк	1.1 10 ⁻³	пмк	пмк
Nd			9.0 10 ⁻⁴	пмк	5.5 10 ⁻³	пмк	пмк
Br, Ce, La, Pr, Ph, Se			0	-	2.8 10 ⁻¹	пмк	пмк
Материалы контрольного стержня							
Ag	100%	0	32.0	24.4%	4.7	6.03%	-27.3
Cd	100%	0	15.2	11.6%	17.0	21.8%	+1.8
In	100%	0	7.0	5.34%	25.0	32.1%	+18.0
Конструкционные материалы и материалы оболочки ТВС							
Sn	100%		16.1	12.3%	16.	20.5%	-0.1
U	100%		10.9	8.3%	2.1	2.7%	-8.8
Pu			0.9	0.7%	8.4 10 ⁻³	пмк	пмк
Zr			0.5	0.4%	5.5 10 ⁻³	пмк	пмк
Np			1.3 10 ⁻²	пмк	3.5 10 ⁻³	пмк	пмк
Материалы термопар и другие материалы							
Re	-	-	29.4	22.4%	0	0%	-29.4
Al	-	-	1.9	1.5%	0	0%	-1.9
Pb	-	-	1.0	0.8%	0	0%	-1.0
Масса элементов, достигших защитной оболочки, г			156		106		
Масса элементов, достигших защитной оболочки в аэрозольной форме, г			131		78		

* – результаты расчетов по программе ASTEC V1.3rev2;

** – сумма масс элементов в газообразной и аэрозольной формах;

*** – пренебрежимо малое количество (по отношению к общей массе аэрозольных частиц).

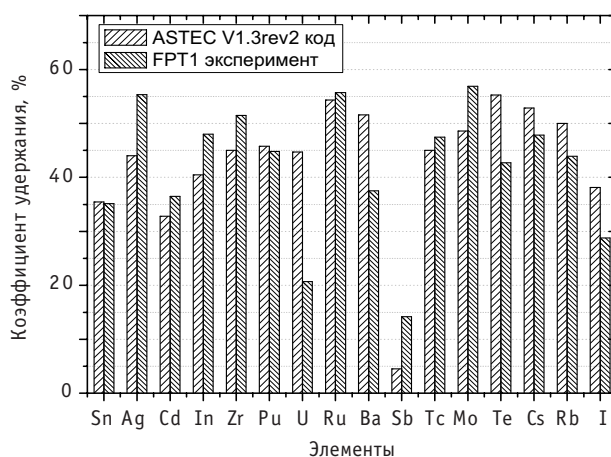


Рис. 5. Коэффициент удержания элементов в системе охлаждения реактора

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На примере интегрального теста PHEBUS FPT1 были изучены возможности использования программного комплекса ASTEC v1.3rev для предсказания поведения продуктов деления и других материалов, выделяющихся из разрушенной вследствие тяжелой аварии активной зоны легководящего реактора.

В целом общая масса элементов, достигших защитной оболочки, недооценивается на 35% (106 г – по предсказаниям ASTEC и 156 г – результат эксперимента) и на 41% (78 г – по предсказаниям ASTEC и 131 г – результат эксперимента) недооценивается масса элементов, достигших защитной оболочки в аэрозольной форме. Динамика накопления и поведения продуктов деления с массовой долей более 1% от общего количества выделившихся элементов предсказывается программой достаточно хорошо. Провести анализ поведения продуктов деления с массовой долей менее 1% не представляется возможным ввиду их малого количества. Существует проблема с описанием выделения и поведения урана, в частности, ASTEC предсказывает незначительный выброс урана в период разрушения оболочек тепловыделяющих элементов, что не было зафиксировано в эксперименте. Программа переоценивает осаждение урана в системе охлаждения, что, вероятно, может служить причиной недооценки общей массы выделившегося урана и отсутствия в предсказаниях программы пика выброса урана в момент времени порядка 17000 с. Несмотря на переоценку потока олова до начала окисливания и недооценку во все последующие моменты времени, общее количество этого элемента, достигшее защитной оболочки реактора, предсказывается программой с точностью до 99%. Текущая версия программы ASTEC не адаптирована для описания поведения конструкционных материалов термопар, в значительном количестве присутствующих в активной зоне экспериментальной установки. Данный факт априори приводит к недооценке общего количества выделившихся элементов из-за наличия в значительных количествах рения, динамика которого программой не моделируется. Налицо существенные проблемы, связанные с описанием динамики накопления материалов контрольного стержня. В частности, наблюдается раннее появление значительных потоков и переоценка общего количества индия на 18 г (25 г вместо 7 г, наблюдаемых в эксперименте). Серебро – очень важный элемент с точки зрения его участия в радиохимических реакциях с йодом, в связи с этим недооценка программой общей массы этого элемента на 27 г (4,7 г вместо 32 г, наблюдаемых в эксперименте) кажется весьма существенной неточностью.

Модули, описывающие поведение материалов контрольного стержня и урана, требуют дополнительной верификации на других экспериментальных данных и, возможно, дальнейшей доработки. Значительные ошибки в предсказании поведения аэрозольных частиц в защитной оболочке вызывают ряд вопросов относительно рекомендованной концепции интегрального моделирования и сведения к минимуму так называемого «юзер-эффекта», возникающего из-за вариаций в задаче начальных условий при независимом использовании отдельных модулей.

БЛАГОДАРНОСТИ

Авторы статьи выражают глубокую благодарность разработчикам программного комплекса ASTEC и экспериментаторам стенда PHEBUS.

Литература

1. *Van Dorsselaere J.P., et al.* Evolution of the integral code ASTEC V1.3rev2 with respect to the V1.3rev0 version, ASTEC-V1/DOC/07-23, 2007.
2. *Von der Hardt P.* The Phebus-FP Project: Status Report 1989/90, CD-NA-12926, 1990
3. *Jacquemain D., Bourdon S., et al.* PHEBUS FPT1 Final Report, IPSN/DRS/SEA/PEPF Report SEA1/00, IP/00/479, IPSN, 2000.

Поступила в редакцию 30.06.2008

РАЗРАБОТКА МЕТОДОВ И ОЦЕНКА ПОКАЗАТЕЛЕЙ НАДЕЖНОСТИ ПЕРСОНАЛА ПО СТАТИСТИКЕ ИНЦИДЕНТОВ НА АЭС РФ

Ю.В. Волков*, Д.С. Самохин*, А.В. Соболев*, А.Н. Шкаровский**

** Обнинский государственный технический университет атомной энергетики, г. Обнинск*

*** Концерн «Росэнергоатом», г. Москва*



Работа посвящена методам оценки параметров надежности персонала по статистическим данным. Выделены четыре типа ошибок персонала и рассмотрены возможности методов оценки значений параметров закона распределения времени между ошибками заданного типа. Представлены результаты обработки статистики инцидентов на АЭС РФ двумя разными методами и проведен анализ результатов на согласованность. Полученные практические результаты позволяют утверждать, что наиболее целесообразно и оправданно описывать случайное время между инцидентами на АЭС законом распределения Вейбулла. Даны рекомендации по использованию результатов работы при выполнении ВАБ АЭС.

ВВЕДЕНИЕ

Мировая статистика по происшествиям на сложных технических системах (АЭС – не исключение) показывает, что примерно в 70% случаев как-то участвует человеческий фактор (либо человек-оператор своими ошибочными действиями формирует исходное событие, либо технический отказ в дальнейшем сопровождается его ошибочными действиями). Поэтому, если при проведении вероятностного анализа безопасности (ВАБ) АЭС учитывать только техническую компоненту в протекании инцидентов, то анализ будет неполным. Поэтому работы по учету человеческого фактора при проведении ВАБ всегда актуальны.

В мировой практике создано и используется множество методик [1–5] определения вероятностей ошибок человека (ВОЧ) при проведении ВАБ. Однако базы данных по ошибкам человека собраны в виде, который отражает подробный анализ рабочих мест операторов (вплоть до температуры воздуха и влажности в помещениях), а также психофизиологического состояния операторов (вплоть до наличия или отсутствия стресса, наличия определенного запаса времени на принятие решения и т.п.). Подробный учет всех возможных факторов, влияющих на поведение персонала при его действиях по управлению ядерным энергоблоком, – очень трудоемкая процедура, результатом которой, как правило, является набор поправочных коэффициентов, на которые необходимо умножить некий базовый показатель надежности персонала (ВОЧ или интенсивность ошибок – среднее число ошибок в единичном интервале времени). Сами базовые показатели надеж-

ности, а также количество и значения поправочных коэффициентов могут варьироваться в широких пределах в зависимости от типа действия персонала (например, считывает он информацию со стрелочного или цифрового прибора, должен повернуть ручку или нажать кнопку, действует по устному распоряжению начальника или по письменной инструкции и т.п.). Учет всех подробностей поведения человека-оператора, особенно в переходных и аварийных режимах, просто невозможен. Поэтому оцененные по указанным методикам показатели надежности персонала могут варьироваться в широких пределах и зависеть от субъективных особенностей оценщиков.

Никогда не известно заранее, что конкретно повлияет на поведение оператора в процессе действий при переходных и аварийных режимах на реальном энергоблоке. На тренировках при большом количестве тренируемых это влияние проявляется «в среднем». Аналогичное можно утверждать и в отношении реальных инцидентов, анализируемых за длительный период времени на большом количестве энергоблоков, т.е. если одно и то же действие в одной и той же ситуации, каждым индивидуумом производится с характерными для него особенностями, зависящими от его опытности, уровня образования, типа личности и т.п., то при массовом проведении действий (а на тренировках и большом количестве анализируемых реальных инцидентов это так) эти особенности складываются в определенный тип поведения, характерный для уровня эксплуатируемой техники, всей системы подготовки персонала в стране, менталитета народа, уровня общей культуры и культуры безопасности. Поэтому в соответствии с принятой в теории вероятностей [6] идеологией массовых случайных явлений и закона больших чисел нами было принято решение разделить действия персонала на четыре типа, в которых укрупненно учитываются все возможные ситуации при управлении энергоблоком: 1) считывание информации; 2) диагностика состояния объекта управления; 3) принятие решения; 4) действия по реализации решения.

Детали поведения операторов в этом случае усредняются. Например, при считывании информации в одной ситуации оператору необходимо получить информацию со стрелочного прибора, в другой – с цифрового, в третьей – воспринять звуковой сигнал или речевое сообщение. На результат диагностики состояния объекта управления влияет внимательность оператора, уровень его подготовки, опыт работы на этом конкретном рабочем месте, количество выпавших сигналов. И так можно расписать детали остальных двух укрупненных типов действий. Внутри укрупненных типов действий, если статистика по ошибкам персонала достаточно велика, все эти особенности поведения усредняются.

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ

Инциденты на АЭС во всем мире фиксируются международными организациями, информация о них направляется на все АЭС. Эта информация также собирается соответствующими службами концерна «Росэнергоатом» в виде файлов, содержащих тексты отчетов об инцидентах.

Авторы провели анализ инцидентов за период с 01.01.1995 по 06.09.2007 гг. В совокупности имеются данные о примерно тысяче инцидентов на российских и зарубежных АЭС. Понятно, что всю эту информацию переработать за короткий срок невозможно. Поэтому авторы приняли решение подвергнуть анализу и количественной обработке, прежде всего, информацию на АЭС РФ. Такой подход оправдан еще и потому, что менталитеты народов, организация эксплуатации и техническая оснащенность ядерных энергоблоков, уровни образования и опытности персонала АЭС в разных странах различны. Соответственно, эти специфические

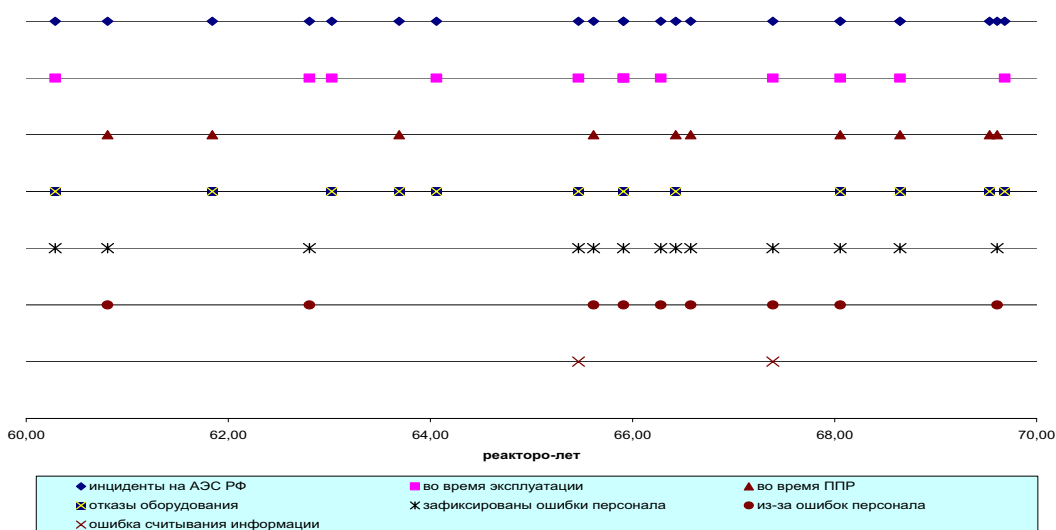


Рис.1. Пример расположения инцидентов различных типов на временной оси

особенности могут вносить различия в вероятности ошибок человека для разных стран при идентичных действиях персонала на АЭС.

Авторы выделили для анализа данные о 211 инцидентах на АЭС РФ с 01.01.1995 по 06.09.2007 гг. В связи с тем, что число работающих энергоблоков со временем изменялось и будет продолжать изменяться, удобно от календарной временной шкалы перейти к принятой в практике анализа работы АЭС шкале в единицах реактор*сутки. В этой шкале на рис. 1 в качестве примера приведены части временных осей, на которых отложены моменты событий заданного типа. Вся временная шкала с 01.01.1995 по 06.09.2007 гг. равна 127110 реактор*суток.

Для анализа инцидентов было принято разделение их на следующие типы.

1. Все инциденты.
2. Инциденты при эксплуатации энергоблоков.
3. Инциденты во время ремонтов (ППР) и пусков сразу после них.
4. Инциденты, причиной которых были технические отказы оборудования.
5. Инциденты, причиной которых были ошибки эксплуатационного персонала.
6. Инциденты, в которых зафиксированы ошибки эксплуатационного персонала.
7. Инциденты, в которых проявились ошибки персонала типа «ошибка считывания информации».
8. Инциденты, в которых проявились ошибки персонала типа «ошибка диагностирования».
9. Инциденты, в которых проявились ошибки персонала типа «ошибка при принятии решения».
10. Инциденты, в которых проявились ошибки персонала типа «ошибка при действиях, реализующих решение».

Например, к инцидентам при эксплуатации энергоблоков отнесены все события, реализовавшиеся при работе энергоблоков на мощности, и причина которых не связана с действиями персонала во время ППР. Характерным примером такого события является инцидент с аварийным отключением энергоблока №1 Калининской АЭС 06.02.2006 г., вследствие непредвиденного открытия БРУ-А и ошибочного действия персонала, приведшего к несанкционированному закрытию БЗОК (сообщение №1 КЛН-П05-02-02-06). Кроме того, это событие можно отнести и к инцидентам с «ошибкой считывания информации», т.к. начальник смены турбинно-

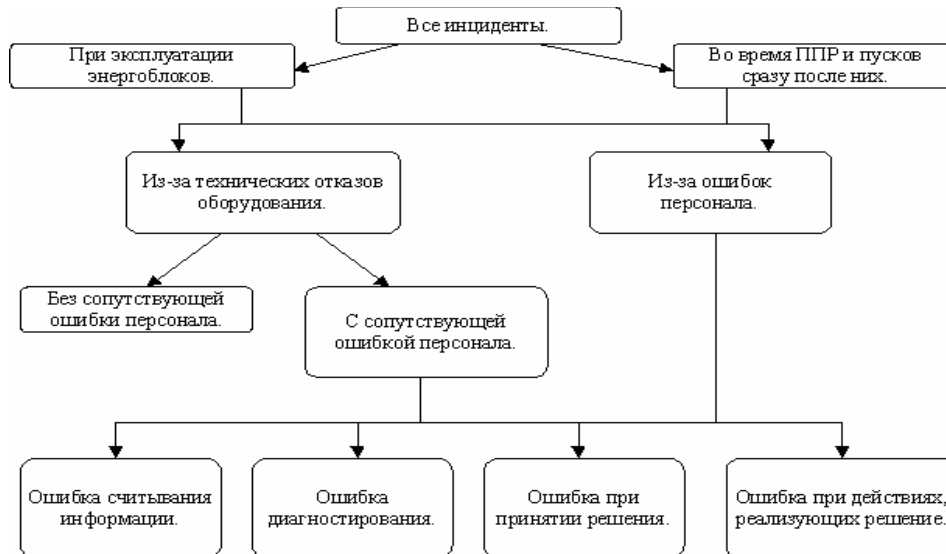


Рис. 2. Иллюстрация разделения инцидентов на типы и соотношений между ними

го цеха (НС ТЦ) не увидел мигающую лампочку на мнемосхеме, показывающую сигнал на закрытие БЗОК-2 ПГ-2, хотя времени для этого было достаточно (время закрытия составило 2 мин 30 с). Этот же инцидент содержит ошибку персонала типа «ошибка при принятии решения», когда ВИУТ принял решение неоднократно воздействовать на ключ управления БРУ-А, хотя этого не следовало делать. Здесь же имеется ошибка персонала типа «ошибка при действиях, реализующих решение», т.к. ВИУТ перепутал ключи и ошибочно воздействовал на ключ управления БЗОК.

На рис. 2 показано, как различные типы инцидентов соотносятся между собой, т.е. какие типы содержат другие (стрелками указаны переходы от общего к частному).

То, что все инциденты происходили из-за множества различных причин, наталкивает на мысль, что случайные интервалы времени между ними должны иметь распределение, близкое к распределению Вейбулла [7]

$$f(t) = \alpha p (pt)^{\alpha-1} \exp\{-(pt)^\alpha\}, \quad (1)$$

которое интерпретируется [8] как распределение экстремального значения, т.е. минимальной случайной величины из очень большого (в пределе бесконечного) множества альтернатив. Оно как раз и является подходящим для описания результатов эксплуатации объектов со множеством возможных причин их отказов. Понятно также, что переход от более общего типа инцидентов к частному можно интерпретировать как процедуру прореживания [9] потока инцидентов. Поэтому в соответствии с теоремой Реньи [10], по мере перехода от общего к частному типу инцидентов распределение (1) интервалов времени между ними должно стремиться к экспоненциальному ($\alpha \rightarrow 1$) вне зависимости от вида распределения интервалов времени между инцидентами более общего типа.

МЕТОДЫ ОЦЕНОК

Для оценок параметров распределения (1) можно применить два метода обработки данных:

1) использовать прямой метод оценки параметра p как результата деления всего количества инцидентов заданного типа на интервал времени наблюдения за ними [10] с последующей оценкой параметра α ;

2) использовать традиционный метод [6] построения гистограмм для частот попадания случайной величины – интервала времени между инцидентами изучаемого типа – в заданные интервалы значений с подбором параметров теоретического распределения (1) каким-либо известным методом и проверкой гипотезы о соответствии теоретического распределения опытным данным по χ^2 -критерию Пирсона [6].

Прямой метод. Метод нами назван прямым, т.к. по нему сразу оценивается интенсивность инцидентов заданного типа непосредственно по наблюдаемому их числу k . Формула для расчета интенсивности проста:

$$\hat{\rho} = \frac{k}{t}, \quad (2)$$

где t – время наблюдения.

Требуется оценить также погрешность оценки (2). Для этого применен следующий прием. Поскольку $t = \sum_{i=1}^k t_i$, где t_i – случайные интервалы времени между инцидентами, то оценка среднего времени между ними есть

$$\theta = \frac{1}{\hat{\rho}} = \frac{1}{k} \sum_{i=1}^k t_i. \quad (3)$$

Оценка стандартного отклонения σ_t времени между отказами производится по формуле

$$\sigma_t = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^k (t_i - \theta)^2}{k-1}}. \quad (4)$$

Оценка коэффициента вариации времени между отказами есть

$$r = \sigma_t / \theta. \quad (5)$$

Стандартное отклонение оценки коэффициента вариации согласно работе [11]

$$\sigma_r = r \sqrt{\frac{1}{2k} (1 + 2r^2)}. \quad (6)$$

Стандартное отклонение оценки среднего времени между отказами определяется формулой

$$\sigma_\theta = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^k (t_i - \theta)^2}{k(k-1)}}. \quad (7)$$

Тогда стандартное отклонение интенсивности инцидентов заданного типа можно оценить по формуле

$$\sigma_{\hat{\rho}} = \frac{\sigma_\theta}{\theta^2}. \quad (8)$$

В работе [12] приведена зависимость между коэффициентом вариации r и параметром формы α распределения Вейбулла:

$$r = \left\{ \frac{\Gamma\left(1 + \frac{2}{\alpha}\right)}{\left[\Gamma\left(1 + \frac{1}{\alpha}\right)\right]^2} - 1 \right\}^{\frac{1}{2}}, \quad (9)$$

где $\Gamma(x)$ – гамма-функция [13]. Таким образом, зная оценку коэффициента вариации, можно из (9) найти оценку параметра α в распределении Вейбулла. Получить из (9) формулу для оценки стандартного отклонения параметра α затруднительно. Поэтому целесообразно оценить диапазон $[\alpha_{\min}, \alpha_{\max}]$ наиболее вероятных значений α , подставив в (9) $r + \sigma_r$ и $r - \sigma_r$ соответственно.

Исходные данные и результаты расчетов по формулам (2)–(9) приведены в табл. 1. Из оценок величины α по коэффициенту вариации r видно, что ее значения при большом числе учитываемых инцидентов заметно отличаются от единицы, и применение распределения Вейбулла для анализа безопасности ядерных энергоблоков, по-видимому, оправданно. Как и следовало ожидать, по мере уменьшения числа инцидентов в выборке (прореживания потока) величина α стремится к единице. Так, например, потоки инцидентов с ошибками персонала определенного типа (ошибки считывания информации и др.) можно считать пуассоновскими с экспоненциальным распределением времени между ними.

Для подтверждения этих выводов с последующей выдачей рекомендаций по использованию полученных расчетных данных необходим дополнительный анализ статистических данных другим, независимым методом.

Построение гистограмм распределений. Идея метода состоит в том, что по статистическим данным строятся гистограммы оценок плотностей распределения интервалов времени между инцидентами заданного типа. По ним подбираются наилучшие оценки параметров теоретического распределения Вейбулла (1).

Существует два способа построения гистограмм: 1) традиционная методика для анализа частых событий (равнодлинные разряды) [6]; 2) методика анализа редких событий (разряды равных частот) [14].

Нами сделано обобщение этих двух методик, состоящее в том, что, если в разряде набирается не менее n_{\min} значений случайной величины, то его длина фиксированна, если фактическое число значений меньше, чем n_{\min} , то длина разряда увеличивается до тех пор, пока не будет достигнута величина n_{\min} .

Модель (1) невозможно привести к линейному виду одновременно и по параметру ρ , и по параметру α для их оценки, например, известным методом наименьших квадратов (МНК) [15]. Поэтому оказалось затруднительно его применить к обработке гистограмм распределений времени между инцидентами различных типов, и авторы использовали для оценки параметров ρ и α распределения Вейбулла по гистограммам распределений так называемый «генетический алгоритм» [16]. Поскольку этот алгоритм не так распространен и известен, приведем его краткое описание.

Ключевыми в генетических алгоритмах являются понятия особи (гена), скрещивания, мутации и функции приспособленности. В нашем конкретном случае – определение параметров ρ и α распределения Вейбулла по гистограммам распределений – в качестве гена особи выступает строка, включающая в себя три хромосом-параметра

$$[\rho, \alpha, n_{\min}],$$

где ρ и α – параметры распределения Вейбулла, n_{\min} – минимальная высота разряда гистограммы.

Функция приспособленности задана модификацией критерия Пирсона [6], рассчитываемой как

$$\chi_m^2 = \sum_{i=1}^M \Delta t_i \cdot \frac{(f_i^T - f_i^3)^2}{f_i^T} \sigma_\rho = \frac{\sigma_0}{\theta^2}. \quad (10)$$

Здесь M – количество разрядов в гистограмме с конкретным n_{\min} ; Δt_i – ширина i -

Таблица 1

Сводные результаты обработки данных по инцидентам на АЭС РФ

Тип инцидента	Наб. чис. (k)	Прямой метод						По гистограммам				Рекомендуемые значения параметров	
		$\hat{\rho} \times 10^3$ 1/(p-c)	$\sigma_p \times 10^3$ 1/(p-c)	α_{\min}	α	α_{\max}	α	σ_α	$\rho \times 10^3$ 1/(p-c)	$\sigma_p \times 10^3$ 1/(p-c)	$\rho \times 10^3$ 1/(p-c)	α	$\vartheta < 1$
Все	211	1.66	0.22	0.49	0.550	0.63	0.662	0.049	1.77	0.45	1.77	0.55	1
При эксплуатации	141	1.11	0.16	0.55	0.619	0.72	0.705	0.067	1.14	0.30	1.14	0.62	1
При ППР	70	0.56	0.12	0.48	0.575	0.73	0.710	0.106	0.66	0.21	0.66	0.57	1
Из-за техн. отказов	153	1.20	0.18	0.52	0.564	0.66	0.640	0.078	1.48	0.21	1.48	0.56	1
Из-за ош. персонала	58	0.46	0.08	0.605	0.709	0.88	0.758	0.037	0.52	0.054	0.52	0.71	1
Сопров. ош. перс.	92	0.72	0.13	0.53	0.605	0.73	0.722	0.09	0.78	0.02	0.78	0.6	1
Счит. информации	31	0.25	0.05	0.75	0.907	1.18	0.949	0.49	0.25	0.21	0.25	1	1
Диагностика	14	0.11	0.03	0.74	0.970	1.45					0.11	1	1
Принятие решения	18	0.15	0.04	0.78	0.997	1.43					0.15	1	1
Действие	20	0.16	0.03	0.94	1.17	1.57					0.16	1	1

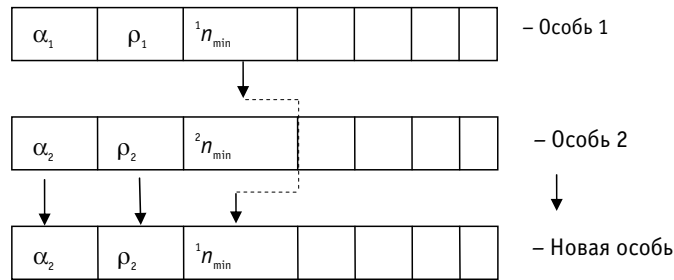


Рис. 3. Иллюстрация сдвигового способа скрещивания

го разряда; f_i – теоретическое и экспериментальное значение плотности распределения в середине i -го разряда.

Скрещивание производится формированием новой особи за счет сдвига по алгоритму, показанному на рис. 3.

Мутация производится за счет изменения хромосом-параметров на случайную величину. Таким образом, генетический алгоритм для оценок параметров распределения Вейбулла имеет вид, показанный на рис. 4.

Анализ статистики по инцидентам на АЭС РФ был выполнен на популяциях, состоящих из 1000 особей, а также сгенерировано 60 поколений.

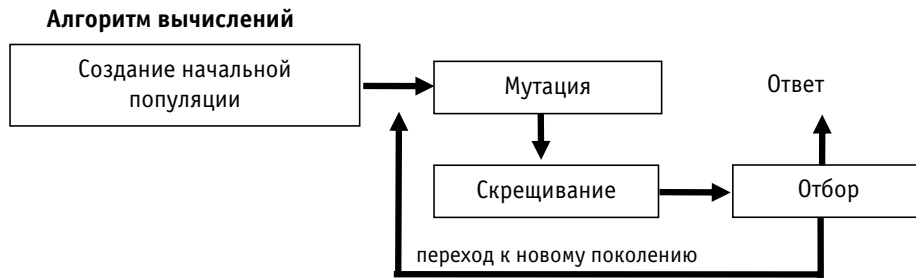


Рис. 4. Принципиальная схема генетического алгоритма

РЕЗУЛЬТАТЫ ОЦЕНОК

На рис. 5 приведен пример гистограммы распределения интервалов времени между любыми инцидентами на АС РФ. Там же приведена подобранная теоретическая зависимость в виде распределения Вейбулла с соответствующими параметрами ($\alpha=0,66\pm 0,05$, $\rho=(1,77\pm 0,45)\cdot 10^{-3} 1/(p\cdot c)$). Видно, что распределение времени между любыми инцидентами на АС РФ существенно отличается от экспоненциального ($\alpha=1$) и при $t \rightarrow 0$ ведет себя принципиально по-другому – стремится к бесконечности, а не к ρ .

В табл. 1 сведены вместе результаты обработки данных по инцидентам различных типов двумя разными способами. Видно, что параметры распределения Вейбулла, полученные разными способами, близки и в пределах погрешностей оценок практически совпадают. Оказывается также, что параметр α распределения Вейбулла меньше единицы почти для всех типов инцидентов, т.е. это распределение имеет «молодеющую» лямбда-характеристику [12]. Там же в качестве итога проведенного анализа приведены рекомендуемые параметры распределения Вейбулла, которые следовало бы применять при расчетах для ВАБ АЭС, с учетом возможных ошибок персонала при аварийных и переходных режимах в зависимости от того, каково время прогноза t ($\vartheta=\rho t$).

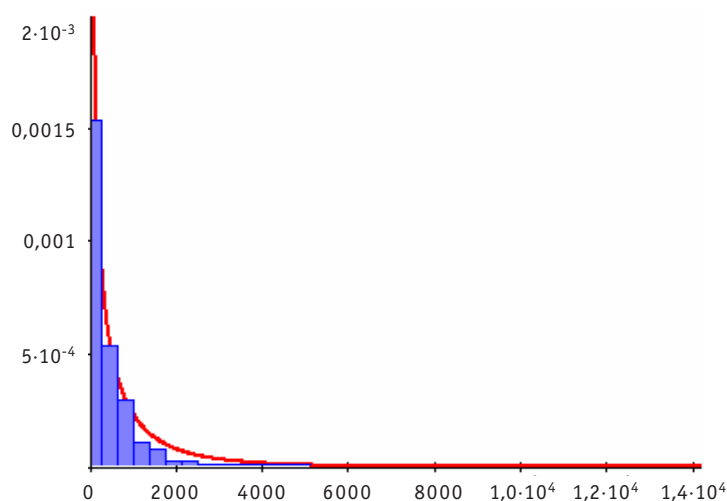


Рис 5. Гистограмма и теоретическое распределение времени между любыми инцидентами на АЭС РФ:
 — $f(t)$; ■ — G

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Разработаны методы оценки показателей надежности персонала ядерных энергоблоков по статистическим данным об инцидентах на АЭС.
2. Проведены оценки показателей надежности оперативного персонала на АЭС РФ по отношению к ошибкам при следующих действиях: 1) считывание информации, 2) диагностика состояния оборудования, 3) принятие решения, 4) действие, реализующее решение.
3. Проведен анализ результатов, полученных разными методами на согласованность между собой.
4. Важным результатом работы является практическое доказательство того, что распределение времени между инцидентами на АЭС РФ близко к распределению Вейбулла.
5. Даны рекомендации по использованию результатов работы при проведении ВАБ АЭС с учетом надежности персонала при действиях в переходных и аварийных режимах.

Литература

1. Вероятностный анализ безопасности уровня 1 для внутренних инициирующих событий в стационарных режимах эксплуатации (на базе энергоблока 1 Балаковской АЭС). – Балаковская АЭС, Блок 1. – 2007. – Т. 3.
2. Fault Tree Handbook. NUREG-0492, U.S. NRC, Washington, 1981.
3. Human-System Interface Design Review Guidelines. NUREG-0700, U.S. NRC, Washington, 2002.
4. The SPAR-H Human Reliability Analysis Method, Idaho National Laboratory, NUREG/CR-6883, Washington, 2005.
5. Анохин А.Н., Острейковский В.А. Вопросы эргономики в ядерной энергетике. – М.: Энергоатомиздат, 2001.
6. Вентцель Е.С. Теория вероятностей. – М.: Высшая школа, 2001.
7. Барлоу Р., Прошан Ф. Статистическая теория надежности и испытания на безотказность. – М.: Наука, 1984.
8. Волков Ю.В., Самохин Д.С. Метод определения вида и параметров распределений случайных величин по эксплуатационным данным с объектов ядерных технологий // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 4. – С. 15-23.

9. *Беляев Ю.К.* Случайные потоки и теория восстановления. Дополнение к книге [22].
10. *Гнеденко Б.В., Коваленко И.Н.* Введение в теорию массового обслуживания. – М.: Наука, 1966.
11. *Крамер Г.* Математические методы статистики. – М.: Мир, 1975.
12. *Кокс Д.Р., Смит В.Л.* Теория восстановления. – М: Сов. радио, 1967
13. *Янке Е., Эмде Ф., Леш Ф.* Специальные функции. – М.: Наука, 1968.
14. *Волков Ю.В., Аверин Л.В., Чистозвонова Е.А., Шейнкман А.Г.* Некоторые вопросы статистического анализа эмпирических данных о параметрах реактора/ФЭИ-2021. – Обнинск, 1989.
15. *Бендат Дж., Пирсол А.* Измерение и анализ случайных процессов. – М.: Мир, 1971.
16. *Стариков А.* Генетические алгоритмы – математический аппарат/ <http://www.basegroup.ru/genetic/math.htm> (11.12.2007).

Поступила в редакцию 15.09.2008

ОПТИМАЛЬНОЕ УПРАВЛЕНИЕ РЕСУРСОМ ПАРОГЕНЕРАТОРА АЭС

О.М. Гулина, М.Н. Павлова, В.П. Политюков, Н.Л. Сальников

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск*



Задача индивидуального прогнозирования работоспособности ПГ решается на основе использования стохастического дискретного фильтра Калмана. Разработан подход к построению оптимального алгоритма для прогнозирования развития процесса старения при использовании данных о результатах контроля и проведенных профилактических работах, информации о местоположении трубки в сборке, а также эксплуатационной информации о режимах и проведенных глушениях теплообменных трубок. Применяя необходимые мероприятия по управлению ресурсом трубчатки, можно оценить оптимальный план последующего ППР, а также определить максимальный срок службы ТОТ ПГ.

Поиск закономерности накопления повреждений в материале с учетом статистических данных, получаемых во время проведения контроля, остается актуальной задачей при прогнозировании ресурсных характеристик теплоэнергетического оборудования. Принятый в настоящее время статистический прогноз обладает существенным недостатком – невозможностью прогнозирования в изменившихся условиях эксплуатации [1]. Для учета изменений и прогнозирования технического состояния оборудования необходима разработка соответствующих процедур, адекватно отражающих эти изменения и простых для машинной реализации.

Работоспособность оборудования, такого как парогенератор ВВЭР, определяется, в первую очередь, целостностью трубчатки. Металл теплообменных трубок контролируется вихретоковым методом (ВТК) с определенной погрешностью. Статистика о заглушенных трубках содержит данные не только о ТОТ со сквозными дефектами, но и о трубках с недопустимой нехваткой металла. На основе этой информации возможны вероятностная оценка ресурсных характеристик трубчатки, а также оптимальное планирование последующих профилактических работ. В работе [1] для решения этой задачи предлагается использовать метод стохастической фильтрации Калмана [2,3].

В настоящей работе на основе одношагового предиктора Калмана предложен принцип построения оптимального алгоритма управления ресурсом парогенератора АЭС. Предлагаемое решение учитывает как природу процесса старения, так и его случайный характер. Кроме того, важной дополнительной информацией являются данные контроля, осуществляемого в процессе эксплуатации.

Постановка задачи. Закономерность накопления статистических повреждений $\omega_{\sigma}(t)$ тонкостенных конструкций может быть описана обобщенным кинетическим

уравнением [4]

$$\frac{d}{dt} \omega_{\sigma}(t) = f(\sigma, T) \cdot q^b \cdot \exp(a \cdot \omega_{\sigma}), \quad \omega_{\sigma}(0) = 0, \quad \omega_{\sigma}(t_B) = \omega_B, \quad (1)$$

где ω_B – критическое значение функции повреждаемости, при котором наступает предельная повреждаемость ω_B (обычно $\omega_B = 1$); σ, T, q_i – эквивалентное напряжение, температура, параметры эксплуатации, в общем случае являющиеся функциями времени; a, b – коэффициенты, полученные по экспериментальным данным. Параметр a характеризует интенсивность процесса старения, причем мера повреждения может быть выражена через определяющий процесс старения, характерный для данного оборудования в рассматриваемых условиях. Многие параметры в задаче (1) зависят от условий эксплуатации парогенератора, например, от концентраций активаторов коррозии, температуры, средней удельной загрязненности [5] и др. Все параметры, определяющие процесс старения, объединим одним вектор-параметром \mathbf{U} , а область, в которой они могут меняться, обозначим через W .

В работе [1] задача (1) линеаризованна и с учетом сказанного имеет вид

$$\frac{d}{dt} \omega_{\sigma}(t) = f_1(\mathbf{U}) \omega_{\sigma}(t) + f_2(\mathbf{U}), \quad (2)$$

$$\omega_{\sigma}(0) = 0. \quad (3)$$

Одношаговый предиктор Калмана. Пусть $[\omega_m(t, x)]$ – m -компонентный вектор, где m – число трубок, t – дискретное время. Обозначим через Δ_i интервал времени между наблюдениями, тогда время наблюдения $t_n = \sum_{i=1}^n \Delta_i$. Если интервалы между наблюдениями одинаковые, то $t_n = n\Delta$. Разностное уравнение, соответствующее дифференциальному уравнению (2), с вектором управления \mathbf{U} можно представить в виде

$$\omega_{n+1} = \omega_n(1 + \Delta_n f_1(\mathbf{U})) + \Delta_n f_2(\mathbf{U}).$$

В работе [1] предлагаемая модель наблюдений представлена в виде следующего рекуррентного случайного процесса $\eta_n = \{\omega_m(\Delta_n, x)\}$:

$$\eta_{n+1} = A_n(\mathbf{U})\eta_n + B_n(\mathbf{U}) + F_n(\mathbf{U})N_n, \quad (4)$$

$$v_n = \xi_n + G_n(\mathbf{U})N_n, \quad (5)$$

$$\xi_n = C_n(\mathbf{U})\eta_n, \quad (6)$$

где η_0 – гауссовская величина; N_n – белый шум; матрицы $A_n(\mathbf{U}), B_n(\mathbf{U}), F_n(\mathbf{U}), G_n(\mathbf{U}), C_n(\mathbf{U})$ описаны в работе [1], причем $B_n(\mathbf{U})$ – детерминированная; вектор v_n , в соответствии с условиями эксплуатации, – наблюдение (результат ППР). Процесс деградации необратим; более того, можно показать, что он является субмартингалом. Последовательность (η_n, ξ_n) в силу условий эксплуатации парогенератора является частично наблюдаемой гауссовской последовательностью. К системе (4)–(6) применим одношаговый предиктор Калмана [3, 6]. Обозначим оценку состояния как $\hat{x}_{n+1} = M[\eta_{n+1} / v_n, \dots, v_1], n \geq 1$ (предсказание на один шаг вперед по данным всех предыдущих ППР), где $M[*/*]$ – условное математическое ожидание, \hat{x}_0 – гауссовская величина, $M[*]$ – математическое ожидание. Одношаговый предиктор имеет вид

$$\bar{x}_n = A_{n-1}(I - K_{n-1} \cdot C_{n-1})\bar{x}_{n-1} + B_{n-1} + A_{n-1} \cdot K_{n-1} v_{n-1}, \quad (7)$$

$$\hat{x}_n = \bar{x}_n + K_n(v_n - C_n \bar{x}_n), \quad \bar{x}_0 = M[\eta_0], \quad (8)$$

где матрицы $K_n = P_n C_n^* (G_n G_n^*)^{-1}$; $P_n = \left[1 + H_{n-1} C_n^* (G_n G_n^*)^{-1} C_n \right]^{-1} H_{n-1}$;

$H_{n-1} = A_{n-1}P_{n-1}A_{n-1}^* + F_{n-1}F_{n-1}^*$; $P_0 = M[(x_0 - \hat{x}_0)(x_0 - \hat{x}_0)^*]$; I – единичная матрица, а матрица K_n называется коэффициентом усиления и является решением уравнения Винера-Хопфа.

Фильтр (7)–(8) – рекуррентный. В работе [1] показано, что модель (4)–(6) дает хорошую аппроксимацию плотного множества траекторий (количество траекторий $m=11000$), т.е. вероятность отказа пропорциональна деградации с 95-процентным доверительным интервалом. Из плотного множества траекторий отрываются отдельные траектории, и задача заключается в том, чтобы их идентифицировать.

Разработанный метод применим к процессу роста коррозионной трещины в материале теплообменных трубок ПГ, описываемому уравнением Пэриса

$$\frac{dl}{dt} = C \cdot K_I^m, \tag{9}$$

где l – глубина трещины, м; K_I – коэффициент интенсивности напряжений (КИН), МПа(м)^{1/2}; t – время; C, m – константы материала; для полуэллиптической трещины глубиной l $K_I = \sigma \cdot \sqrt{\pi \cdot l}$; σ – механическое напряжение, МПа. После подстановки K_I в формулу (9), получим

$$\frac{dl}{dt} = C \cdot \sigma^m \cdot \pi^{m/2} \cdot l^{m/2}. \tag{10}$$

Кроме этого в модель заложены зависимости, полученные из обработки экспериментальных данных о поврежденности ТОТ в зависимости от местоположения в трубной решетке [5]. Учитывая, что число повреждений ТОТ зависит от высоты

трубной решетки (рис. 1), введем безразмерный коэффициент $K_h = \frac{f(h)}{\max f(h)}$. Дан-

ный коэффициент вводится в модель для учета местоположения повреждения и должен определяться для каждой установки индивидуально. Поскольку число заглушенных труб определяется глубиной дефекта и пропорционально ему, то введенный коэффициент следует использовать в той же степени, что и глубину дефекта, тогда уравнение (10) примет вид

$$\frac{dl}{dt} = C \cdot \sigma^m \cdot \pi^{m/2} \cdot l^{m/2} \cdot K_h^{m/2}.$$

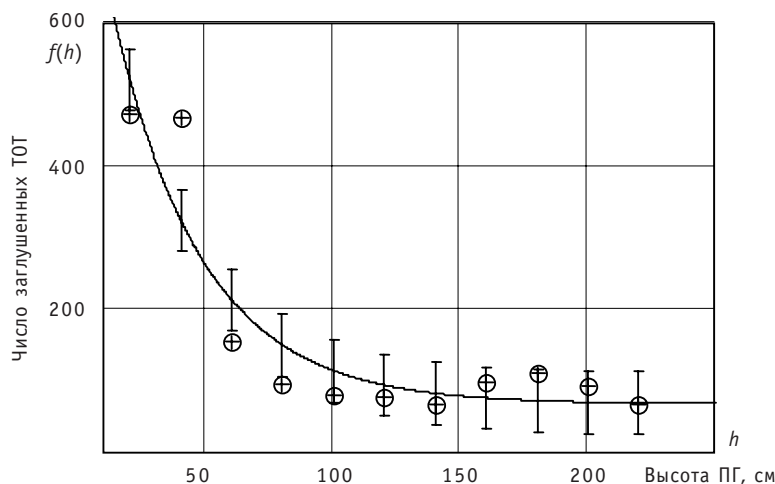


Рис. 1. Эмпирическая зависимость числа заглушенных ТОТ от высоты ПГ

Зависимость (рис. 1) имеет индивидуальный характер для каждого ПГ, но однотипный вид: как правило, число заглушенных трубок в нижней части сборки существенно выше. Для применения метода Калмана [3] необходимо выполнить линеаризацию полученного уравнения. Сделаем замену переменных $\frac{dl}{l^{m/2}} = dz$, тог-

да $z = \frac{l^{1-\frac{m}{2}}}{1-\frac{m}{2}}$, $m < 2$. Получим зависимость

$$\frac{d}{dt} z(t) = C \cdot \sigma^m \cdot \pi^{m/2} \cdot K_n^{m/2}, \quad (11)$$

$$z(0) = 0, z(\tau) = z_{кр}, \quad (12)$$

где $z_{кр}$ – критическое значение функции, при котором «нехватка материала» (глубина коррозионной трещины l) достигает предельного значения [6].

В общем случае функция $z(t)$ является случайным процессом, т.к. зависит от случайных условий эксплуатации. Поскольку алгоритм реализуется в дискретном времени, то необходимо дифференциальное уравнение заменить разностной схемой. Разностное уравнение, соответствующее дифференциальному уравнению (11), (12), можно записать в виде

$$z_{n+1} = z_n + \Delta_n \cdot C \cdot \sigma^m \cdot \pi^{m/2} \cdot K_n^{m/2}.$$

На рис. 2 показана приведенная поврежденность трубок для выборки объемом $m=10$.

Фильтр Калмана учитывает взаимодействие повреждений соседних трубок, характеризуемое некоторым корреляционным показателем δ , причем чувствительность модели к этому показателю достаточно высокая. На рис. 2 приведены расчетные кривые приведенной поврежденности для 10 трубок, имеющих различную начальную дефектность, для $\delta=0,9$ (сильное взаимодействие).

Пусть d – величина, характеризующая деградацию материала трубок (величина нехватки материала в трубке), $0 < d < 1$. Обозначим через $t_{n+1,k}(d)$ k -ю траекторию, принадлежащую жгуту (группе траекторий), достигшую уровня деградации d в момент времени $(n+1)$. Поскольку последовательность η_n монотонна, то последовательность $t_{n+1,k}(d)$, полученная в результате решения задачи (4)–(6), в силу линейности и положительности обратного оператора также монотонна и гауссовская: $t_{n,k}(d) \leq t_{n+1,k}(d)$. Рассмотрим функционал $T(U) = M(t_n(d, x), t_n^*(d, x))$, где $M(t_n, t_n^*)$ – математическое ожидание от скалярного произведения, а сумма берется по трубкам, достигшим уровня деградации d .

Определим управление U_n^0 ресурсом парогенератора как оптимальное, если

$$T(U_n^0) = \sup_{U \in W} T(U). \quad (13)$$

К условию (13) необходимо добавить требования экономического характера $E \leq E_{lim}$, т.к. любое воздействие на параметры, определяющие ресурс парогенератора, сопряжено с соответствующими затратами.

Тогда смысл предложенного определения заключается в следующем: среди всех воздействий на ресурс парогенератора (параметры ВХР, режим эксплуатации, средняя удельная загрязненность и др.) необходимо найти такое, которое максимально увеличивает время до пересечения траекториями уровня деградации d при условии, что экономические затраты не превышают некоторой предельной величины.

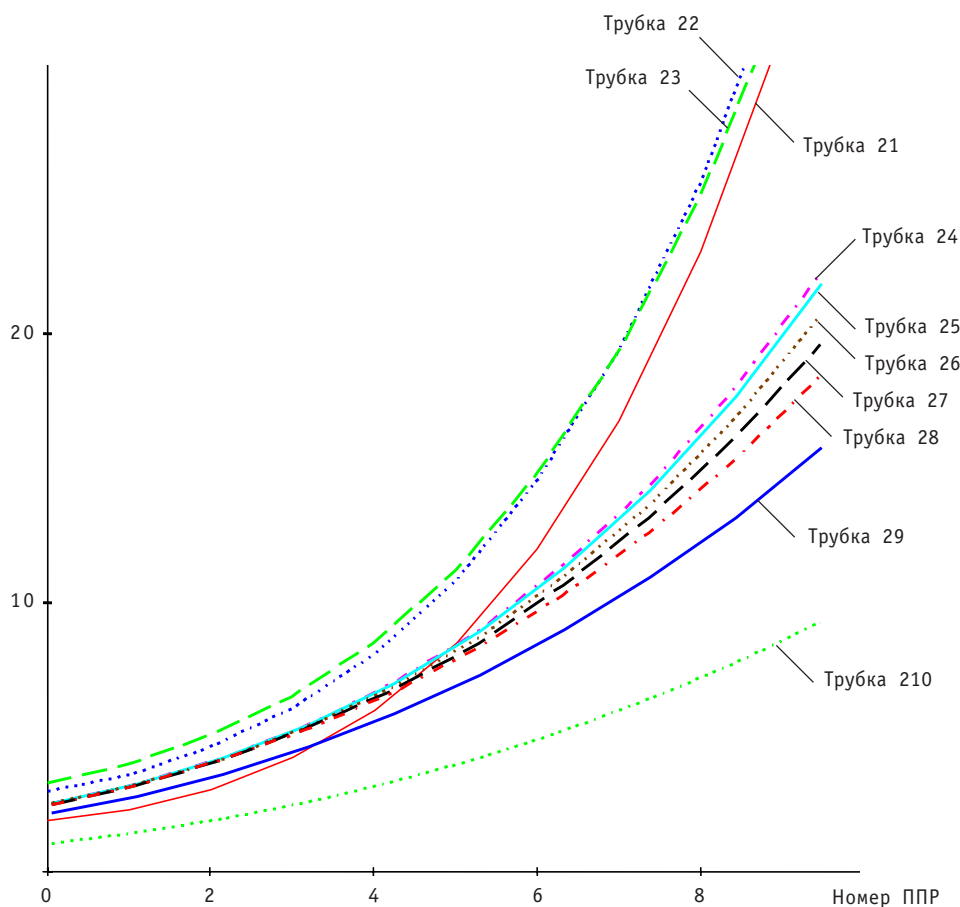


Рис. 2. Рост повреждений в ТОТ со временем при $\delta = 0,9$ для выборки объемом 10 ТОТ

В табл. 1 приведены возможные мероприятия, реализация которых позволит увеличить срок службы теплообменных трубок ПГ.

Разработанный оптимальный алгоритм представляет собой задачу на условный стохастический экстремум. Он может быть решен, например, методом градиентного спуска. Однако, т.к. приемлемых функциональных зависимостей нет, оценку производных необходимо проводить по экспериментальным данным. Задача предложенного алгоритма – максимально уменьшить число заглушенных трубок между ППР, удлинить интервалы между профилактическими ремонтами и тем самым увеличить ресурс установки.

Таблица 1

Мероприятия по управлению ресурсом

Конструкционные	Технологические
1. Модернизация системы водопитания и продувки	1. Нормирование показателей качества питательной и продувочной воды
2. Модификация конструкции	2. Проведение отмывок (качество, периодичность)
3. Замена материалов	3. Применение альтернативных средств контроля
4. Изменение компоновочных решений и т.д.	4. Планово-профилактические работы
	5. Изменение технологии подготовки теплоносителя и т.д.

Таким образом, основными результатами данной работы являются следующие:

- разработана методика линейной фильтрации Калмана для процесса роста коррозионной трещины в материале трубки с учетом местоположения трубки в сборке;
- сформулирован подход к построению алгоритма увеличения срока службы теплообменных трубок ПГ путем организации оптимального управления.

Литература

1. Гулина О.М., Корниенко К.А., Политюков В.П., Фролов С.А. Применение метода стохастической фильтрации Калмана для прогнозирования ресурсных характеристик парогенератора АЭС // Атомная энергия. – 2006. – Т.101 (4). – С. 313-316.
2. Острейковский В.А., Сальников Н.Л. Вероятностное прогнозирование работоспособности элементов ЯЭУ. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 416 с.
3. Балакришнан А.В. Теория фильтрации Калмана. – М.: Мир, 1988. – 168 с.
4. Лихачев Ю.И., Пупко В.Я. Прочность тепловыделяющих элементов ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1975.
5. Гулина О.М., Корниенко К.А., Павлова М.Н. Анализ загрязненности трубчатки ПГ и оценка межпромывочного периода методами диффузионных процессов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – № 1. – С. 12-18.
6. Политюков В.П., Гулина О.М., Павлова М.Н. Стохастическое прогнозирование ресурса теплообменного оборудования АЭС в условиях трещинообразования // Диагностика и прогнозирование состояния сложных систем: Сборник научных трудов № 17 каф. АСУ/ Под ред. д.т.н. проф. А.В. Антонова. – Обнинск: ИАТЭ, 2007. – С.22-28.

Поступила в редакцию 7.11.2008

ПОДХОД К МОДЕЛИРОВАНИЮ ОТКАЗОВ ПО ОБЩЕЙ ПРИЧИНЕ В ВЕРОЯТНОСТНОМ АНАЛИЗЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРОЕКТОВ НОВЫХ АЭС С ВВЭР-1000

В.Б. Морозов, Г.В. Токмачев

ОАО «Атомэнергoproject», г. Москва



В статье обсуждаются проблемы моделирования и количественной оценки отказов по общей причине или отказов общего вида (ООВ) при проведении вероятностных анализов безопасности (ВАБ) АЭС повышенной безопасности с реакторами ВВЭР нового поколения. Кратко охарактеризованы причины возникновения ООВ. Рассмотрен подход к учету мер, реализованных в проектах новых АЭС и направленных на уменьшение влияния ООВ. Предложены методические подходы к количественной оценке вероятностей ООВ в стандартных и многоэлементных группах оборудования, подверженного воздействию общих причин, а также случаев с неполным набором признаков общности, характеризующих конструкцию, размещение и режимы работы резервируемого оборудования систем безопасности.

ВВЕДЕНИЕ

Резервированная система существенно более надежна по сравнению с нерезервированной при условии, что ее каналы отказывают независимо друг от друга. В то же время, если у резервированных элементов могут произойти зависимые отказы, например, из-за общего производственного дефекта, ошибки в конструкции, несовершенства эксплуатационной процедуры, то это приводит к существенному снижению надежности такой системы АЭС. Следует подчеркнуть, что проблема выявления зависимостей между системами и элементами требует внимания на всех стадиях разработки проекта АЭС и, в частности, в выполняемом в его составе вероятностном анализе безопасности (ВАБ), целью которого является оценка вероятностных показателей безопасности, таких как частоты повреждения активной зоны реактора или радиоактивного выброса в окружающую среду. О том, что проблема зависимых отказов (отказов по общей причине) реально существует, говорят многочисленные примеры из опыта эксплуатации АЭС и результаты выполненных ВАБ [1], а также требования отечественных и международных нормативных документов [2,3].

Согласно общепринятому в мире определению, отказы по общей причине, которые в отечественной нормативной документации по ВАБ [2] именуется отказами общего вида (ООВ), – это зависимые отказы группы из нескольких элементов,

происходящие одновременно или в течение короткого промежутка времени (т.е. почти одновременно), вследствие действия одной общей причины. Наличие ООВ существенно снижает возможность повышения надежности системы за счет резервирования. Упомянутый в определении промежуток времени должен быть мал настолько, чтобы события, являющиеся потенциальными составляющими ООВ, могли существовать совместно, т.е. чтобы отказ, наступивший первым, не был устранен к моменту отказа последнего элемента группы.

При выполнении анализа ООВ для резервируемого оборудования новых АЭС с ВВЭР необходимо учитывать ряд особенностей проектов, причем методическая база и исходные данные для рассматриваемых случаев отсутствуют. В частности, элементы систем безопасности (СБ), составляющие резервированную группу, могут находиться в различных эксплуатационных состояниях до возникновения иницирующего события и, в том числе, длительное время уже выполнять ту же функцию, которая требуется в аварийных условиях. В новых проектах АЭС с ВВЭР повышенной безопасности, например, АЭС «Куданкулам» и «Белене», сооружаемых в Индии и Болгарии соответственно, такая конфигурация характерна для резервируемых насосов ряда систем, в которых часть насосов постоянно работают до начала аварии. Другая часть насосов такой резервируемой группы в доаварийный период находится в режиме ожидания и включается в работу по аварийным сигналам.

Следует отметить, что подход к моделированию отказов общего вида для групп однотипных резервированных компонентов, находящихся в различных эксплуатационных состояниях в режиме нормальной эксплуатации, в мировой практике не устоялся.

Другая проблема анализа ООВ состоит в использовании высокорезервируемых систем в новых проектах, например, системы пассивного отвода тепла, состоящей из восьми одинаковых по конструкции теплообменных модулей, т.е. представляющей с точки зрения моделирования ООВ группу большой размерности. Имеются и другие аналогичные группы элементов. Для таких групп отсутствуют обобщенные данные по параметрам применяемых при анализе ООВ моделей. В то же время распространение параметров моделей четырех элементных групп на группы большей размерности, применяемое во многих компьютерных программах и, в частности, в алгоритме наиболее распространенной в мире и аттестованной Ростехнадзором программы Risk Spectrum PSA, приводит к слишком консервативным оценкам.

В статье приводится описание подхода к моделированию ООВ, предлагаемого к использованию при разработке ВАБ проектов новых АЭС с ВВЭР. Подход обобщает существующую в мире практику выполнения подобных анализов для традиционных случаев, отражает многолетний опыт разработки ВАБ для действующих АЭС с реакторами типа ВВЭР и учитывает современные тенденции проектирования новых АЭС, направленные, в том числе, на усиление защиты от отказов общего вида.

ПРИЧИНЫ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ОТКАЗОВ ОБЩЕГО ВИДА

В основу устоявшейся системы понятий, составляющих принципы моделирования отказов общего вида при разработке ВАБ, положены концепции коренных причин, условий их проявления и факторов общности (т.е. связывающих механизмов, которые обеспечивают распространение действия коренных причин на группу резервированных элементов).

Коренные причины ООВ характерны для всего «жизненного» цикла оборудова-

ния, который включает в себя стадии проектирования, изготовления, монтажа и эксплуатации. Они приводят к появлению скрытых или повторяющихся в процессе эксплуатации дефектов оборудования. Это выражается в снижении функциональных или прочностных характеристик оборудования по сравнению с принятыми в проекте или вызывает его скрытую деградацию. Действие таких причин, как правило, не проявляется в течение длительного времени, но приводит к отказам при возникновении определенных условий.

Примерами таких специальных условий проявления коренных причин являются

- изменение состояния группы элементов, которое сказывается, в том числе, и на изменении параметров нагружения;
- превышение (неэкстремальное) характерных для нормальной эксплуатации значений параметров окружающей среды;
- ухудшение условий сопряжения, т.е. внутренних связей, обеспечивающих работу конструктивных элементов в оборудовании (например, ухудшение свойств смазки, ослабление крепежа в тепломеханическом оборудовании, изменение электрической нагрузки элементов в аппаратуре и т.п.).

В литературе подобные причины часто называются «нелетальными шоками».

К числу коренных причин также относится возникновение экстремальных (превышающих проектные) параметров воздействия окружающей среды, которые приводят к зависимому отказу оборудования («летальные шоки»).

Среди факторов общности наиболее значимым принято считать однотипность, которая характерна для большинства резервированных групп элементов. Строго говоря, под «однотипностью» понимается целый ряд свойств, в разной степени объединяющих элементы с точки зрения влияния общих причин: одинаковый конструктивный тип и принцип действия, общий производитель, одинаковый типоразмер, одинаковое состояние в рассматриваемых режимах работы энергоблока, общие проектные основы (расчетные параметры и внешние нагрузки) и т.д. Первое из перечисленных свойств является основным и рассматривается в качестве необходимого условия. Принято, что применение разных по конструкции и принципу действия элементов позволяет полностью исключить из рассмотрения фактор «однотипности» при анализе ООВ. Другие свойства влияют только на количественную значимость фактора однотипности; при этом максимальное значение вероятности ООВ имеет место для полностью идентичных элементов, включая и одинаковый режим применения.

К числу других факторов общности, помимо однотипности, также относятся компоновочный фактор (расположение элементов в одном помещении или здании) и эксплуатационный (общие процедуры технического обслуживания и проверок). Указанные факторы могут рассматриваться как важные с точки зрения принципиальной возможности ООВ и значения его вероятности, в том числе для элементов, различающихся по конструкции и принципу действия.

Коренные причины, условия их проявления и факторы общности в совокупности образуют механизм, приводящий к возникновению ООВ различных резервированных групп оборудования. Соответственно, меры по уменьшению влияния ООВ на надежность резервированных систем, реализуемые в проектах новых АЭС, могут быть направлены как на исключение самих коренных причин ООВ и (или) ограничение возможности их проявления в процессе эксплуатации, так и на снижение роли факторов общности.

УЧЕТ МЕР ПО УМЕНЬШЕНИЮ ВЛИЯНИЯ ООВ НА НАДЕЖНОСТЬ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ, РЕАЛИЗОВАННЫХ В ПРОЕКТАХ НОВЫХ АЭС

Меры, позволяющие добиться заметного снижения возможности проявления коренных причин ООВ, практически связаны исключительно с организацией работы по обеспечению качества в процессе проектирования АЭС, конструирования и монтажа оборудования, а также с внедрением программ по обеспечению качества при эксплуатации АЭС. Программы по обеспечению качества внедрены во всех организациях отрасли, участвующих в разработке проектов и сооружении АЭС. Вместе с тем необходимо отметить, что в условиях отсутствия представительной статистической информации по событиям с ООВ оценить количественно эффективность указанных мер крайне затруднительно. Поэтому при разработке моделей влияния проектных решений на вероятностные характеристики ООВ такие меры пока не учитываются, что является консервативным подходом.

Основной способ уменьшения значимости ООВ в значении вероятностных характеристик безопасности АЭС, который является эффективным на проектной стадии, заключается в применении решений, позволяющих исключить влияние факторов общности или добиться их снижения.

Для количественной оценки эффекта от проектных решений, принятых при разработке новых проектов АЭС и направленных на снижение влияния факторов общности на вероятность возникновения ООВ, может быть применен следующий подход.

1. В качестве групп резервированных элементов, в максимальной степени подверженных действию ООВ, рассматриваются

- идентичные элементы, которые расположены на одной и той же технологической позиции в различных каналах одной и той же системы безопасности, находящиеся в режиме ожидания при нормальной эксплуатации и одинаковым образом изменяющие свое состояние при возникновении ИС;
- резервированные группы, которые состоят из идентичных элементов, расположенных в общем помещении, и относятся к одной системе нормальной эксплуатации.

Для элементов, удовлетворяющих приведенным выше условиям, при разработке ВАБ применяются параметрические модели ООВ, обобщенные данные для которых приведены в литературных источниках [4] и [5].

2. Для групп однотипных резервированных элементов, обладающих меньшим числом факторов общности, применяются модели ООВ с пониженными значениями параметров. В частности, к таким группам относятся идентичные элементы различных каналов одной системы безопасности, находящиеся в разных состояниях (положениях) при нормальной эксплуатации, но в одинаковых состояниях (положениях) после возникновения иницирующего события.

3. Применение разнотипных резервирующих друг друга элементов для выполнения одной и той же функции безопасности позволяет считать их отказы независимыми событиями и не моделировать ООВ.

Обоснование приведенного подхода к моделированию ООВ можно свести к следующим аргументам.

1. Практика зарубежных и отечественных ВАБ показывает, что однотипные элементы, входящие в разные системы, обычно не включают в одну группу ООВ. Это допущение обусловлено несколькими обстоятельствами. Во-первых, в проектах действующих АЭС системы безопасности не дублируют полностью друг друга в функциональном отношении. В этом случае моделирование межсистемных ООВ не

может существенно повлиять на вероятностные показатели безопасности блока. Во-вторых, близкие по типу элементы разных систем (например, насосы, арматура) обычно не являются полностью идентичными, а различаются по мощности привода, весо-габаритным характеристикам, диаметрам присоединений, условиям работы и т.п. Однако для новых проектов АЭС, которые должны соответствовать более высоким требованиям безопасности, применение резервирования на функциональном уровне является одним из способов достижения заданных целевых критериев. Поэтому для достижения высокого уровня надежности и обеспечения защиты от межсистемных ООВ при выполнении основных функций безопасности в проектах новых АЭС реализован принцип разнообразия, т.е. применены системы разного принципа действия (активные и пассивные), которые являются независимыми друг от друга. Примерами таких систем являются пассивные и активные системы отвода остаточных тепловыделений или подачи борированной воды в первый контур. На основании вышесказанного следует, что нет необходимости моделирования межсистемных ООВ для таких проектов.

2. Расположение в одном помещении одинаковых резервированных элементов фактически означает идентичность рабочих условий и внешних нагрузок, а также применение общих для них процедур технического обслуживания. Поэтому, даже если эксплуатационные состояния указанных элементов в каждый момент времени различаются, опасность возникновения ООВ для них остается высокой. В связи с этим следует отметить, что источником обобщенных параметров моделей ООВ, используемых в ВАБ, является эксплуатационная статистика по АЭС США [4], многие из которых построены по старым проектам, где не выдерживались последовательно принципы функционального и физического разделения. Моделирование ООВ для таких групп резервированных элементов производится на основе параметрической модели α -фактора с применением обобщенных данных, содержащихся в [4] и [5]. Фактор «общего расположения» в условиях решений по компоновке зданий, принятых для новых проектов АЭС, действителен только для систем нормальной эксплуатации.

3. Фактор «общего расположения» не применим к оборудованию систем безопасности разных каналов, которые размещаются в разных, не связанных между собой помещениях. Тем самым исключается возможность возникновения ООВ вследствие немоделируемых явно функциональных зависимостей, а также неблагоприятных условий окружающей среды. Таким образом, обязательными условиями объединения однотипных элементов СБ в группу ООВ со стандартными значениями параметров моделей, представленных в [4] и [5], являются как полная их идентичность (конструкция, принцип действия, типоразмер, привод, изготовитель и т.д.), так и одинаковость режимов применения. Последнее означает, что все элементы СБ, рассматриваемые как кандидаты в указанные выше группы ООВ, должны находиться в режиме ожидания при нормальной эксплуатации, а также одинаковым образом изменять и поддерживать свое рабочее состояние при возникновении иницирующего события. Для неидентичных элементов СБ ООВ не моделируются, а для одинаковых элементов, находящихся в различных состояниях при нормальной эксплуатации блока, формируется общая группа с уменьшенными значениями параметров моделей. В качестве единственной первопричины ООВ для групп таких элементов могут рассматриваться скрытые летальные проектные ошибки, проявляющиеся в момент начала аварии или после него (в терминах, принятых при анализе ООВ, – летальные или близкие к летальным шоки, которые могут возникнуть при неучете в проекте условий, характерных для аварийного режима). Для частей общей резервированной группы, объединяющей элементы, находящиеся в

одинаковых эксплуатационных состояниях при нормальной работе блока, формируются подгруппы ООВ меньшей размерности с применением к ним стандартных обобщенных данных. В этом случае доминирующим признаком общности остается одинаковое доаварийное состояние резервируемого оборудования. Например, если насосные агрегаты находятся в разных состояниях при нормальной эксплуатации энергоблока (работа или режим ожидания), то существуют следующие факторы, снижающие вероятность возникновения ООВ при запуске/продолжении работы. Во-первых, не требуется срабатывание автоматики и выключателя у постоянно работающего насосного агрегата для продолжения работы по сравнению с оборудованием, включение которого необходимо для выполнения функции. Во-вторых, механизмы отказов и скорость деградиационных процессов у подэлементов этих насосных агрегатов, как правило, различны. В частности, для работающих насосов практически исключены механизмы отказов, характерные для режима ожидания, например, связанные с осаждением на внутренних поверхностях насосов боросодержащих или других примесей, а аварийное повышение температуры в их подшипниках из-за низкого качества масла обычно пропорционально длительности работы после запуска.

4. Принимая во внимание сказанное выше, можно также сделать вывод о том, что отсутствует необходимость отдельного моделирования ООВ для подгрупп резервированных элементов СБ, состояние которых длительное время оставалось неизменным и, кроме того, не меняется при возникновении аварийного режима. В первую очередь, это относится к тепломеханическим элементам, содержащим постоянно движущиеся или вращающиеся части (насосы, вентиляционные установки, холодильные машины и т.п.), а также к электрооборудованию, постоянно находящемуся под рабочей нагрузкой. Для указанных элементов отказы, в основном, обусловлены деградиационными процессами в материалах (износ уплотнений, подшипников, снижение сопротивления изоляции в электрической части и т.п.) и, как правило, проявляются непосредственно в момент их возникновения. При этом следует учитывать, что ООВ нескольких таких элементов может иметь место только в том случае, если период времени между первым и последним отказом не превышает среднего времени восстановления элементов, что для большинства крупного оборудования составляет 24–50 ч, а для отдельного электрооборудования и элементов КИП и А может быть менее восьми часов. Для элементов, безотказно проработавших в течение длительного времени (с наработкой порядка 500 ч и более), подобный механизм реализации ООВ крайне маловероятен в силу естественного разброса скорости деградиационных процессов. Этот разброс связан с различиями механических свойств и химического состава материалов изделий и лубрикаторов, а также с отклонениями, присущими любым технологическим процессам обработки. ООВ, вызванные влиянием внешних факторов, для таких подгрупп невозможны из-за полного физического разделения каналов СБ. Подтверждением этого тезиса является эксплуатационная практика энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000/320, на которых 3 из 6 насосов технической воды постоянно работают, причем во все время эксплуатации не было выявлено ни одного события ООВ длительно работающих насосов.

МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ МОДЕЛЕЙ ДЛЯ ГРУПП ООВ, МОДЕЛИРУЕМЫХ В СОСТАВЕ ВАБ

Определение значений параметров для стандартных групп ООВ

Под стандартной группой ООВ здесь и ниже понимается группа одинаковых резервированных элементов, к которой применяются параметрические модели,

содержащие данные известных литературных источников, в соответствии с описанным выше подходом. В качестве источника обобщенных данных был использован отчет NUREG/CR-5497 [4], на основании которого определялись параметры модели α -фактора, выбранной для оценки вероятности ООВ.

Для получения обобщенных оценок параметров данной модели по каждой стандартной группе ООВ применен следующий подход:

- все стандартные группы событий с ООВ классифицированы в зависимости от их специфических характеристик (наименование системы, размерность группы, тип компонента и вид отказа);
- для каждой группы ООВ первоначальный поиск параметров модели α фактора выполнен на основе анализа ее специфических характеристик;
- если указанные данные отсутствовали, то процесс поиска расширялся в пределах обобщения функционального и конструкционного типов оборудования для фиксированных вида отказа и размерности группы.

Данный подход можно использовать, когда вид отказа и размерность группы событий с ООВ в модели ВАБ точно соответствуют данным параметрической модели, приведенным в имеющемся источнике информации.

Однако, если тип элемента отсутствует в [4] или его проектные характеристики значительно отличаются от аналога, представленного в данном документе, то используются обобщенные данные из руководства NUREG/CR-5485 [5], которые применимы к любой группе ООВ заданной размерности.

Определение значений параметров для групп ООВ большой размерности

Поиск параметров модели α -фактора в [4] для групп ООВ, размерность которых больше, чем четыре, часто невозможен в силу того, что информация по указанным группам приведена по небольшой популяции оборудования. Для количественной оценки параметров ООВ указанных групп необходимо использовать данные, отличающиеся максимальной степенью обобщения, например, приведенные в [5].

В программе Risk Spectrum PSA отсутствуют возможности моделирования групп ООВ большой размерности в неявном виде, поэтому при разработке ВАБ был принят подход, в соответствии с которым моделирование этих групп выполняется в явном виде при построении деревьев отказов систем. При этом формируется одно базисное событие с расчетным параметром модели обобщенного β -фактора. Значение β -фактора рассчитывается вручную путем суммирования вероятностей всех минимальных сечений, которые содержат события с ООВ, приводящие к отказу системы, с последующим делением на интенсивность независимых отказов элементов рассматриваемой группы. Для большего удобства при выполнении подобных расчетов параметры таблицы [5] были пересчитаны в параметры универсальной биномиальной модели, которые остаются неизменными для групп любой размерности. Этот выбор обоснован следующими фактами.

В качестве исходных данных для определения параметров биномиальной модели использованы обобщенные данные модели α -фактора для группы из четырех элементов [4]. Параметры биномиальной модели были рассчитаны с помощью решения системы уравнений, составленных по формулам модели α -фактора и биномиальной модели для определения вероятностных оценок одинаковых комбинаций отказов. Формулы расчета вероятности различных комбинаций отказов модели α -фактора и биномиальной модели [5] приведены в табл. 1. Для группы ООВ из четырех элементов число уравнений совпадает с числом параметров бино-

Таблица 1

Формулы расчета вероятности различных комбинаций отказов модели α -фактора и биномиальной модели

Вероятность комбинации отказов	Формула расчета по модели α -фактора	Формула расчета по биномиальной модели
q_1^4	$\frac{\alpha_1}{\alpha_t} \cdot q_T$	$q_T + \omega_{нл} \cdot \rho \cdot (1-\rho)^3$
q_2^4	$\frac{2}{3} \cdot \frac{\alpha_2}{\alpha_t} \cdot q_T$	$\omega_{нл} \cdot \rho^2 \cdot (1-\rho)^2$
q_3^4	$\frac{\alpha_3}{\alpha_t} \cdot q_T$	$\omega_{нл} \cdot \rho^3 \cdot (1-\rho)$
q_4^4	$4 \cdot \frac{\alpha_4}{\alpha_t} \cdot q_T$	$\omega_{нл} \cdot \rho^4 + \omega_l$
Дополнительная формула	$\alpha_t = \alpha_1 + 2 \cdot \alpha_2 + 3 \cdot \alpha_3 + 4 \cdot \alpha_4$	–

Обозначения:

q_1^4 – вероятность независимого отказа элемента; q_2^4, q_3^4, q_4^4 – вероятности ООВ кратностью 2, 3 и 4, соответственно; $\alpha_1, \alpha_2, \alpha_3, \alpha_4$ – параметры модели α -фактора для отказов кратности 1, 2, 3 и 4, соответственно; q_T – полная вероятность отказа одного элемента, учитывающая как независимый отказ, так и отказы общего вида; q_T – вероятность независимых отказов элемента (в долях от q_T); ρ – условная вероятность нелетальных отказов элемента; $\omega_{нл}$ – частота нелетальных шоков (в долях от q_T); ω_l – частота летальных шоков (в долях от q_T)

миальной модели, что позволяет получить однозначный результат. После получения значений параметров биномиальной модели для данного конкретного случая было выполнено сравнение параметров модели α -фактора, приведенных в [5], с параметрами этой же модели, полученными обратным пересчетом из биномиальной модели с найденными ранее значениями параметров. Сравнение показывает, что расхождение результатов невелико, причем биномиальная модель более консервативна для полных ООВ (отказов всех элементов группы), которые вносят наибольший вклад в общую вероятность.

Для решения системы уравнений использовались следующие исходные данные для параметров модели α -фактора и группы отказов из четырех элементов, взятые из руководства по моделированию ООВ [5]:

$$\alpha_1^4 = 0,9500; \alpha_2^4 = 0,0213; \alpha_3^4 = 0,0101; \alpha_4^4 = 0,0186.$$

В результате решения системы уравнений получены относительные значения параметров $q_l, \omega_{нл}$ и ω_l в долях от q_T . Параметры биномиальной модели, пересчитанные из модели α -фактора для группы из четырех элементов, приведены в табл.2.

Как видно из табл. 2, полученные значения параметров биномиальной модели удовлетворяют основному тождеству этой модели $q_T + \rho \omega_{нл} + \omega_l = 1$ (в долях от q_T), что показывает корректность расчетов. В этой же таблице приведены значения параметров универсальной биномиальной модели, дающей наименьшие отклонения от значений обобщенных параметров модели α -фактора для групп размерностей от четырех до восьми в совокупности. Графики для сравнения оценок вероятностей ООВ различной кратности по моделям α -фактора и универсальной биномиальной модели для двух случаев (четырёхэлементной и восьмиэлементной групп) представлены на рис. 1 и 2.

Таблица 2

Параметры биномиальной модели, пересчитанной из четырехэлементной модели α -фактора, и универсальной биномиальной модели

Параметр	Значение для четырехкомпонентной модели	Значение в универсальной модели
q_i	$8,48 \cdot 10^{-1}$	$8,30 \cdot 10^{-1}$
φ	0,416	0,47
$\psi_{нд}$	$2,19 \cdot 10^{-1}$	$2,34 \cdot 10^{-1}$
ω_d	$6,13 \cdot 10^{-2}$	$6,0 \cdot 10^{-2}$

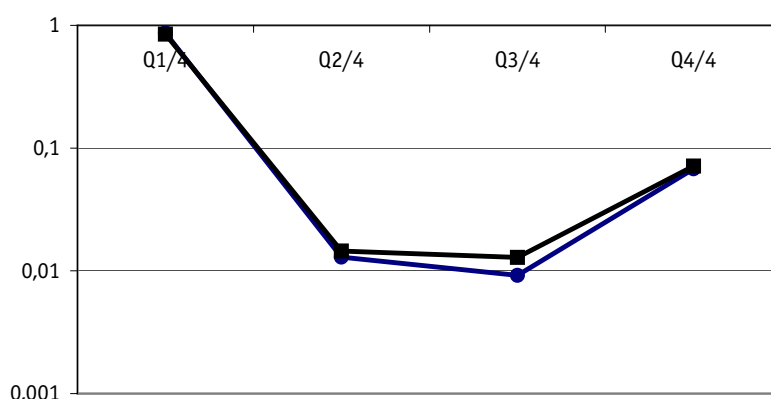


Рис. 1. Сравнение результатов поверочного расчета вероятностей ООВ различной кратности по моделям α -фактора и биномиальной модели для четырехэлементной группы: ● – модель α -фактора; ■ – биномиальная модель

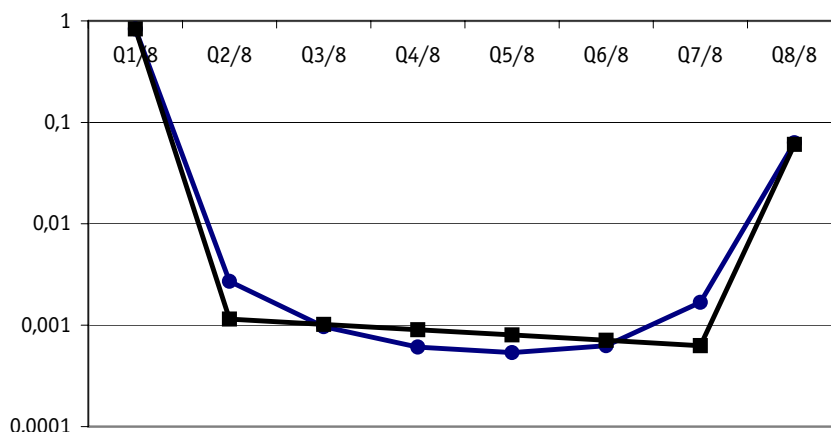


Рис. 2. Сравнение результатов поверочного расчета вероятностей ООВ различной кратности по моделям α -фактора и биномиальной модели для восьмизэлементной группы: ● – модель α -фактора; ■ – биномиальная модель

Определение параметра β -фактора для групп ООВ с неполным набором факторов общности

В соответствии с подходом, описанным выше, для указанных групп элементов принимается, что ООВ могут произойти в результате действия летальных либо близких к летальным шок, связанных с возникновением аварийного режима при

невывявленной серьезной ошибке проекта. Поэтому в качестве исходной информации для оценки значения параметра β -фактора можно воспользоваться значением частоты летальных шоков для универсальной модели, полученным в табл. 2. При этом необходимо отметить, что данное значение отражает частоту летальных шоков для стандартных групп ООВ однотипных элементов, т.е. групп, характеризующихся полным набором факторов общности. Для рассматриваемых групп действие большинства основных факторов общности исключается проектными мерами, а наличие серьезной ошибки в проектах систем АЭС является крайне маловероятным, если вообще возможным событием. Поэтому разумной инженерной оценкой искомого значения параметра будет уменьшенное в 10 раз значение упомянутой выше вероятности летальных шоков из табл. 2, т.е. $\omega_n = 6,0 \cdot 10^{-3}$.

С учетом того, что программа Risk Spectrum PSA не позволяет включать один и тот же элемент в разные группы ООВ, моделируемые неявно, принят следующий подход к отображению групп ООВ в логической модели. Для пояснения рассмотрим случай, когда существует большая группа оборудования с неполным набором факторов общности, которая подвержена летальным шокам, и кроме того в рамках этой группы имеется стандартная группа ООВ. Примером такой конфигурации может быть группа насосов, часть из которых постоянно работает до возникновения ИС, а остальные находятся в режиме ожидания. В этом случае глобальный ООВ всей группы, вызванный летальным воздействием, отображение которого на дереве отказов проще, моделируется явно одним базовым событием. С другой стороны, стандартные группы ООВ моделируются неявно с использованием специальных возможностей программы Risk Spectrum PSA. Например, для насосов, находящихся в режиме ожидания и запускающихся по аварийному сигналу, формируются группы ООВ со стандартными параметрами модели для группы этой размерности как для отказа на запуск, так и для отказа при работе. Параметры модели вводятся путем задания значений модели α -фактора для группы этой размерности из [4] или [5]. Кроме того для всех насосов формируется еще одна глобальная группа ООВ, которая моделирует маловероятные летальные воздействия, распространяющиеся на всю группу и связанные с возникновением аварийных режимов (это может быть как отказ при работе всех насосов, так и отказ на запуск-перезапуск всей группы в случае обесточивания). Для глобальных ООВ, вызванных летальными воздействиями, используется модель бета-фактора с коэффициентом $\beta = 6,0 \cdot 10^{-3}$.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Отказы общего вида часто определяют надежность высокорезервированных систем безопасности АЭС и являются доминантными вкладчиками в частоту повреждения активной зоны реактора. Общепризнанна необходимость и важность их учета при проведении ВАБ. В то же время исключение предпосылок к возникновению ООВ уже на стадии проектирования и строительства АЭС сопряжено с большими трудностями, в том числе и материальными, т.к. приходится дополнять проект АЭС системами, дублирующими друг друга, но основанными на разных физических принципах функционирования. Если использование такого способа невозможно, то в состав АЭС включается аналогичное оборудование, но выпущенное различными производителями, что также приводит к повышению стоимости возводимой АЭС. Отсюда следует, что при проектировании АЭС и выполнении ВАБ важно корректно рассчитать величину вклада ООВ в частоту повреждения активной зоны без ее переоценки или недооценки. Предложенный подход используется при выполнении ВАБ в рамках разработки проектов новых АЭС повышенной безопасности.

Литература

1. Ершов Г.А., Ермакович Ю.Л., Парфентьев М.А., Морозов В.Б., Токмачев Г.В. Моделирование отказов по общей причине при проведении вероятностного анализа безопасности АЭС/Тяжелое машиностроение. – 2008. – №10. – С.2-5.
2. Рекомендации по выполнению вероятностного анализа безопасности атомных станций уровня 1 для внутренних иницирующих событий (при работе блока в режиме выработки электроэнергии во внешнюю сеть). Руководство по безопасности. РБ-024-02. – М.: Госатомнадзор России, 2002.
3. МАГАТЭ. Determining the quality of probabilistic safety assessment (PSA) for applications in nuclear power plants, IAEA-TECDOC-1511. – Вена, Австрия, 2006.
4. Common-Cause Failure Parameter Estimations. NUREG/CR-5497, US NRC, Washington, DC, October 1998.
5. Guidelines on Modeling Common-Cause Failures in Probabilistic Risk Assessment», NUREG/CR-5485, U.S. NRC, Washington, DC, November 1998.

Поступила в редакцию 6.10.2008

АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА КОНТРОЛЯ ЦЕЛОСТНОСТИ МЕТАЛЛА И ПЕРЕХОДНИКОВ СТАЛЬ- ЦИРКОНИЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛОВ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ РБМК-1000

А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.Г. Каленишин, А.В. Нахабов

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г.Обнинск*



Представлена автоматизированная система контроля целостности металла и переходников сталь-цирконий технологических каналов ядерных реакторов РБМК-1000, в которой применена ультразвуковая цилиндрическая фазированная решетка. Приведены рабочие формулы, позволяющие управлять работой цилиндрической фазированной решетки, алгоритм контроля и структура программного обеспечения.

Трубы технологических каналов (ТК) ядерного реактора РБМК-1000 представляют собой конструкцию, состоящую из трех частей – верхней, средней и нижней. Средняя часть располагается в активной зоне реактора и выполнена из циркония. Верхняя и нижняя части, проходящие через слои защиты, выполнены из нержавеющей стали. Переходники ТК сталь-цирконий соединяются методом диффузионной сварки в заводских условиях. Под действием радиационного облучения и температуры в процессе длительной работы ядерного реактора происходит изменение физических свойств металла ТК, его старение. Основными механизмами старения ТК являются ползучесть, радиационное и гидридное охрупчивание, радиационный рост. В переходниках сталь-цирконий помимо указанных факторов старения возможно межкристаллитное коррозионное растрескивание. По этим причинам необходим тщательный контроль основного металла и переходников сталь-цирконий.

Для контроля состояния металла ТК и переходников сталь-цирконий в настоящее время разработаны специальные ультразвуковые автоматизированные системы [1]. При работе таких систем по тракту ТК при помощи спускоподъемного устройства перемещается измерительный зонд с вращающимся блоком ультразвуковых преобразователей; ТК при этом заполнен водой и контроль осуществляется иммерсионным способом. Сигналы от пьезопреобразователей обрабатываются многоканальным дефектоскопом. Основной недостаток таких систем заключается в наличии скользящих контактов и вращающихся частей зонда, которые являются причиной его разгерметизации и выхода из строя.

© **А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.Г. Каленишин, А.В. Нахабов, 2008**

Уменьшить ошибку сканирования измерительного блока, повысить его скорость передвижения, точность измерений, увеличить возможность контроля труднодоступных изделий и предметов сложной геометрической формы можно применив универсальный пьезоэлектрический преобразователь – фазированную решетку. Прямые и наклонные преобразователи формируют плоскую волну, т.е. одинаковую фазу возбуждающего сигнала в пределах плоскости пьезопластины. Ультразвук от таких излучателей распространяется в среде в виде направленного луча. Для того, чтобы уменьшить мертвую зону и повысить разрешающую способность, используют фокусирующие преобразователи. Фокусировка ультразвукового поля достигается введением заданного закона распределения фазы возбуждающего сигнала в пределах апертуры излучателя – практически, приданием определенной формы, например, сферической, активному элементу излучателя, или применением специальных акустических линз. Изменение и регулировка фазовых соотношений в пределах активной поверхности преобразователя позволяет существенно расширить его возможности. Этого можно добиться, если разбить поверхность преобразователя на ряд отдельных элементов и ввести относительные фазовые сдвиги между электрическими сигналами, подаваемыми или снимаемыми с этих элементов. Такие преобразователи называются матричными или фазированными решетками. Используя соответствующий закон изменения фазы, можно сформировать волновой фронт любой требуемой формы. Это означает, что фазированная решетка может выполнять функции рассмотренных выше преобразователей: прямых, наклонных и фокусирующих.

Одномерная матрица пьезоэлементов, расположенных вдоль прямой линии эквидистанционно, имеющих ширину намного больше длины, называется линейной фазированной решеткой (рис.1) [1]. Фазированные решетки могут иметь геометрию расположения элементов в виде двумерной матрицы, концентрических колец и других разнообразных геометрий. Сложность управления и стоимость системы фазирования и самой решетки возрастают пропорционально увеличению количества элементов в преобразователе. По этой причине вследствие относительной простоты и в то же время удобства для методов неразрушающего контроля в представляемой системе была выбрана линейная фазированная решетка. Такой преобразователь дает возможность управлять его диаграммой направленности в одной полуплоскости XU (рис.1). Принцип работы линейной фазированной решетки заключается в том, что при прохождении в среде волны от элементов интерферируют между собой и образуют результирующий волновой фронт. Интерференционная картина ультразвукового поля фазированной решетки зависит от разницы фаз между возбуждающими сигналами на ее элементах. В данной системе эле-

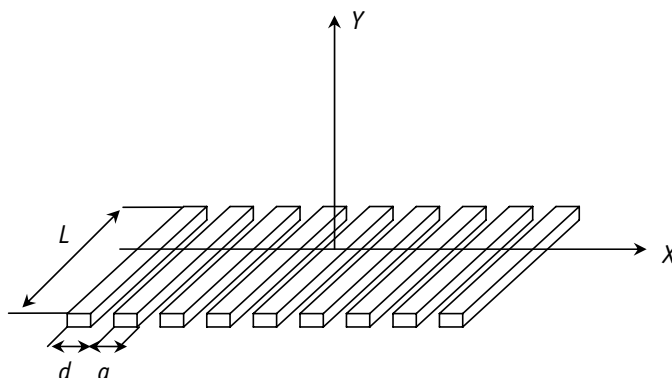


Рис. 1. Линейная фазированная решетка

менты решетки возбуждаются отдельными импульсными радиосигналами, поэтому для получения желаемого волнового фронта они задерживаются относительно друг друга по определенным зависимостям, называемым фокальными законами. Если задержки будут возрастать линейно от любого из крайних элементов или же их не будет вообще, то соответственно линейная фазированная решетка будет работать так же, как наклонный или прямой одноэлементный преобразователь, т.е. испускать ультразвук в виде луча. Распределением задержек по элементам решетки по нелинейному фокальному закону достигается эффект фокусировки ультразвука. Изменение закона распределения задержек позволяет управлять углом ввода ультразвука, глубиной фокуса, размером фокусного пятна и толщиной ультразвукового луча.

Фазированная решетка может работать как в режиме излучения ультразвука, так и в режиме его приема. В режиме приема эхосигналы принимаются с разными временами элементами решетки, задерживаются во времени в соответствии с фокальным законом, а затем суммируются вместе для того, чтобы сформировать один ультразвуковой импульс, который посылается на обработку. Результирующая сумма является откликом из желаемой области, а сигналы из других различных точек материала аттенюируются. При излучении высоковольтные импульсы определенной длительности и с задержками, определенными фокальными законами, распределяются по элементам решетки. Получающийся многокомпонентный ультразвуковой сигнал, распространяющийся от нее в среде, сталкивается с дефектом и возвращается назад, как при обычном контроле. При помощи электронного изменения задержек между элементами можно управлять с очень высокой скоростью волновым фронтом, что позволяет с высоким быстродействием сканировать ультразвуковым лучом по пространству.

Данная система может быть легко запрограммирована для выполнения традиционных методов ультразвукового контроля. В особенности это касается методов отражения и комбинированных методов: эхометода, тандемного метода, дельта-метода, зеркально-теневое метода. При использовании фазированной решетки присущие этим методам достоинства остаются такими же, как и при использовании обычных преобразователей, но появляются дополнительные возможности благодаря ее способности изменять без механических перемещений углы ввода и фокус ультразвука. Фокусировка ультразвука повышает отношение сигнал/шум, что увеличивает чувствительность и позволяет определять более мелкие дефекты, чем при использовании обычных прямых и наклонных преобразователей. Применение фазированной решетки дает возможность визуализации получаемых данных. Для ее получения делают множественные А-сканы под различными углами, которые представляются в виде двумерного рисунка на экране монитора. При этом интенсивность принятого ультразвукового сигнала кодируется разными тонами или цветами, что позволит четко определять дефекты.

Разработана математическая модель линейной фазированной решетки, в рамках которой были получены зависимости, связывающие параметры преобразователя с ультразвуковым полем, создаваемым им. Одним из основных выводов данной модели является фокальный закон. Схема вычисления фокальных соотношений линейной фазированной решетки приведена на рис. 2. Для реализации интерференции сигналы от элементов решетки должны прийти в точку фокуса в одно и то же время, для этого вводится задержка сигналов по элементам. Исходя из геометрии рисунка, получаем соотношение

$$(F \cos \Theta_s)^2 + \left[F \sin \Theta_s - \left(nd - \frac{d(N-1)}{2} \right) \right]^2 = [F - (t_n - t_0)c]^2 \quad (1)$$

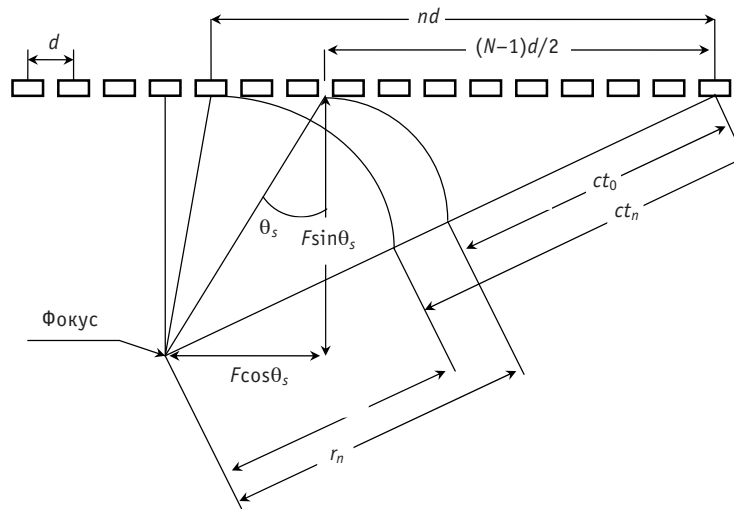


Рис. 2. Схема вычисления фокальных соотношений линейной фазированной решетки

для элементов $n = 1, \dots, N - 1$, где N – общее количество элементов; F – фокусное расстояние; Θ_s – угол ввода ультразвукового луча; d – межэлементное расстояние; t_n – задержка сигнала на элементе с индексом n ; t_0 – временная константа. На рис. 2 первый элемент с $n=0$ находится справа.

Из уравнения (1) находим

$$t_n = \frac{F}{c} \left\{ 1 - \sqrt{1 + \left(\frac{d}{F} \left(n - \frac{N-1}{2} \right) \right)^2} - 2 \sin \Theta_s \frac{d}{F} \left(n - \frac{N-1}{2} \right) \right\} + t_0. \quad (2)$$

Константа t_0 может быть выражена применением граничных условий ($t_n = 0$ для $n=0$)

$$t_0 = -\frac{F}{c} \left\{ 1 - \sqrt{1 + \left(\frac{d(N-1)}{2F} \right)^2} - 2 \sin \Theta_s \frac{d}{F} \left(-\frac{N-1}{2} \right) \right\}. \quad (3)$$

Подставляя (3) в (2), получаем

$$t_n = \frac{F}{c} \left\{ 1 - \sqrt{1 + \left(\frac{d}{F} \left(n - \frac{N-1}{2} \right) \right)^2} - 2 \sin \Theta_s \frac{d}{F} \left(n - \frac{N-1}{2} \right) \right\} - \left[1 - \sqrt{1 + \left(\frac{d(N-1)}{2F} \right)^2} - 2 \sin \Theta_s \frac{d}{F} \left(-\frac{N-1}{2} \right) \right]. \quad (4)$$

Упрощая выражение (4) можно записать в окончательном виде

$$t_n = \frac{F}{c} \left\{ \sqrt{1 + \left(\frac{N'd}{F} \right)^2} + \frac{2N'd}{F} \sin \Theta_s - \sqrt{1 + \left(\frac{(n-N')d}{F} \right)^2} - \frac{2(n-N')d}{F} \sin \Theta_s \right\}, \quad (5)$$

где N – количество элементов фазированной решетки; $N = (N - 1)/2$; t_n – требуемая задержка для элементов $n=0, \dots, N - 1$; d – межэлементное расстояние; F – фокусное расстояние от центра решетки; c – скорость ультразвука; Θ_s – угол отклонения луча.

Эта формула справедлива для четного и нечетного количества элементов при выполнении соотношения $0^\circ \leq \Theta_s \leq 90^\circ$.

Квадратный корень в уравнении (2) может быть записан согласно формуле Тейлора как

$$\begin{aligned} & \sqrt{1 + \left(\frac{d}{F} \left(n - \frac{N-1}{2} \right) \right)^2} - 2 \sin \Theta_s \frac{d}{F} \left(n - \frac{N-1}{2} \right) \approx \\ & \approx 1 - \sin \Theta_s \frac{d}{F} \left(n - \frac{N-1}{2} \right) + \frac{1}{2} \cos^2 \Theta_s \frac{d^2}{F^2} \left(n - \frac{N-1}{2} \right)^2. \end{aligned} \quad (6)$$

Применяя (6) и (2), выражаем задержку между элементом n и $(n-1)$:

$$\begin{aligned} \Delta \tau_n = t_n - t_{n-1} = & \frac{F}{c} \left[1 - \sin \Theta_s \frac{d}{F} \left(n-1 - \frac{N-1}{2} \right) + \frac{1}{2} \cos^2 \Theta_s \frac{d^2}{F^2} \left(n-1 - \frac{N-1}{2} \right)^2 \right] - \\ & - \frac{F}{c} \left[1 - \sin \Theta_s \frac{d}{F} \left(n - \frac{N-1}{2} \right) + \frac{1}{2} \cos^2 \Theta_s \frac{d^2}{F^2} \left(n - \frac{N-1}{2} \right)^2 \right]. \end{aligned} \quad (7)$$

Упрощая, получаем окончательную формулу задержки между соседними элементами:

$$\Delta \tau_n = \frac{d \sin \theta_s}{c} + \frac{1}{2} \cos^2 \theta_s \frac{d^2}{cF} (N - 2n). \quad (8)$$

В случае, если ультразвуковой луч нефокусирован, т.е. $F \rightarrow \infty$, задержки между соседними элементами одинаковы для всей фазированной решетки и вычисляются по формуле

$$\Delta \tau_0 = \frac{d \sin \theta_s}{c}. \quad (9)$$

Данный предельный случай соответствует работе решетки в режиме управления только углом ввода, без фокусировки.

В представленной системе контроля для повышения надежности, точности и быстродействия вращающийся блок датчиков заменен неподвижной цилиндрической ультразвуковой фазированной решеткой (рис. 3).

Система с фазированной решеткой способна изменять угол ввода ультразвука в контролируемую среду за счет электронного изменения задержек между сигналами.

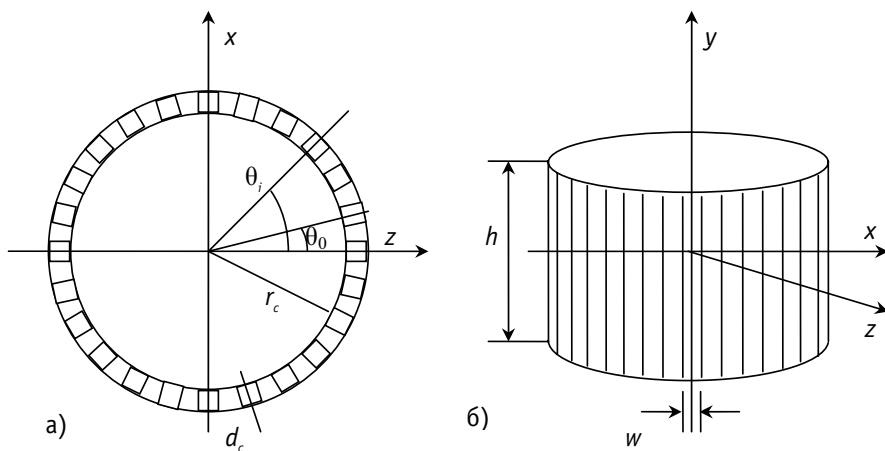


Рис. 3. Цилиндрическая фазированная решетка

лами возбуждения элементов решетки. Распределение задержек сигналов по элементам решетки называется фокальным законом. В процессе излучения сигналы поступают на элементы решетки согласно фокальному закону. В результате интерференции сигналов от всех элементов в среде образуется результирующий волновой фронт, который распространяется в виде направленного луча. В режиме приема сигналы от элементов решетки задерживаются по фокальному закону, а затем суммируются сумматором. Результирующая сумма пропорциональна интенсивности ультразвука в заданном направлении.

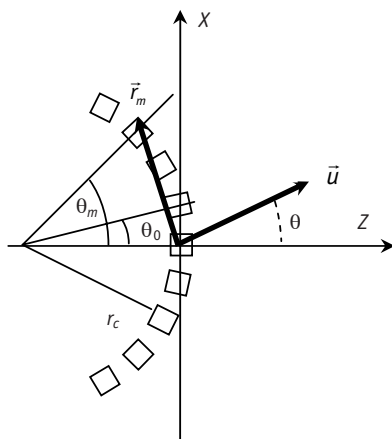


Рис. 4. Виртуальная апертура цилиндрической фазированной решетки

В процессе работы цилиндрической фазированной решетки излучение и прием сигналов производится частью ее элементов, ограниченную выбранным сектором. Эта часть элементов называется виртуальной апертурой цилиндрической решетки. Величина угла апертуры $\Theta_M = \Theta_0(M - 1)$, где M – количество задействованных элементов. Переключением виртуальных апертур по окружности датчика достигается контроль поперечного сечения трубы канала на 360° . На рис. 4 показана виртуальная апертура фазированной решетки. Рассматривается работа фазированной решетки в плоскости xz , в которой производится управление углом ввода ультразвука. Положение центров элементов фазированной решетки определяется вектором \vec{r}_m . Направление излучения при-

ема определяется единичным вектором \vec{u} .

Эти векторы в матричной форме имеют вид:

$$\vec{u} = \begin{bmatrix} \cos \theta \\ \sin \theta \end{bmatrix}, \vec{r}_m = \begin{bmatrix} r_c (\cos \theta_m - 1) \\ r_c \sin \theta_m \end{bmatrix}. \quad (10)$$

Ультразвуковой сигнал $x(t)$, распространяющийся в среде, является гармоническим:

$$x(t) = e^{j\omega t}. \quad (11)$$

Сигнал, принятый или излученный в направлении \vec{u} пьезоэлементом с индексом m , равен

$$x_m(t) = e^{j(\omega t + k \vec{r}_m^T \vec{u})} = x(t) e^{jk r_m}, \quad (12)$$

где $m = 0, \dots, M-1$, k – волновое число; ω – круговая частота и $r_m = \vec{r}_m^T \vec{u}$ – проекция вектора \vec{r}_m на \vec{u} , которая определяет необходимое относительное расстояние для прихода плоской волны из направления \vec{u} к элементу, расположенному при координатах вектора \vec{r}_m .

Для виртуальной апертуры, изображенной на рис. 4,

$$r_m = \vec{r}_m^T \vec{u} = r_c (\cos \theta (\cos \theta_m - 1) + \sin \theta \sin \theta_m). \quad (13)$$

Структура суммирования сигналов от элементов решетки подобна структуре фильтра с конечной импульсной характеристикой (КИХ-фильтра). Отклик такого фильтра равен

$$y(t) = \mathbf{a} \mathbf{X}(t) = x(t) \mathbf{a} e^{jkR}, \quad (14)$$

где \mathbf{a} – функция окна, определяющая амплитудное распределение по элементам решетки; $\mathbf{X}(t)$ – векторная матрица, которая определяет отклики от всех элементов; \mathbf{R} – векторная матрица, которая определяет соответствующую задержку для каждого элемента; таким образом,

$$\mathbf{a} = [a_0 \dots a_{M-1}]; \mathbf{X}(t) = [x_0(t) \dots x_{M-1}(t)]^T; \mathbf{R} = [r_0 \dots r_{M-1}]^T. \quad (15)$$

Для управления лучом фазированной решетки в желаемом направлении \bar{u}_0 необходимо добавить фазовый сдвиг, который определяется для каждого элемента по формуле, аналогичной (13):

$$r_m^0 = r_c (\cos \theta_0 (\cos \theta_m - 1) + \sin \theta_0 \sin \theta_m). \quad (16)$$

Фокальный закон будет определяться векторной матрицей

$$\mathbf{R}_0 = [r_0^0 \dots r_{M-1}^0]^T. \quad (17)$$

Сумма сигналов от элементов решетки в режиме управления ультразвуковым лучом записывается как

$$y(t) = x(t) a e^{jk(R-R_0)} = x(t) b(\theta_0). \quad (18)$$

$b(\theta_0)$ – характеристика направленности виртуальной апертуры цилиндрической фазированной решетки:

$$b(\theta_0) = a e^{jk(R-R_0)} = a e^{jkr_c((\cos \theta - \cos \theta_0)(\cos \theta_m - 1) + (\sin \theta - \sin \theta_0) \sin \theta_m)}. \quad (19)$$

На рис. 5 представлена нормированная характеристика направленности в децибелах. Она позволяет оценить влияние геометрических параметров фазированной решетки на ее свойства направленности.

Автоматизированная система контроля целостности металла и переходников сталь-цирконий ТК ядерного реактора РБМК-1000 представляет собой программно-аппаратный комплекс. В состав комплекса входят зонд с фазированной решеткой, многоканальный дефектоскоп, ЭВМ и лебедка с сервоприводом, которая перемещает зонд по ТК.

Блок-схема контроля представлена на рис.6. Процесс контроля разбит на две части, разнесенные по времени: сбор данных и первоначальная их обработка, осуществляемые в реальном времени; обработка и анализ накопленных данных,

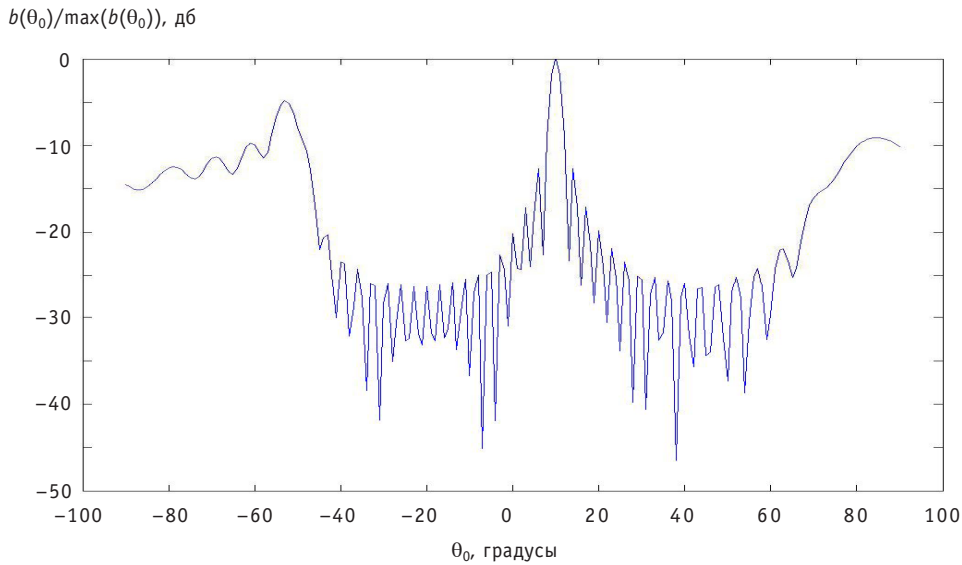


Рис. 5. Характеристика направленности виртуальной апертуры цилиндрической фазированной решетки

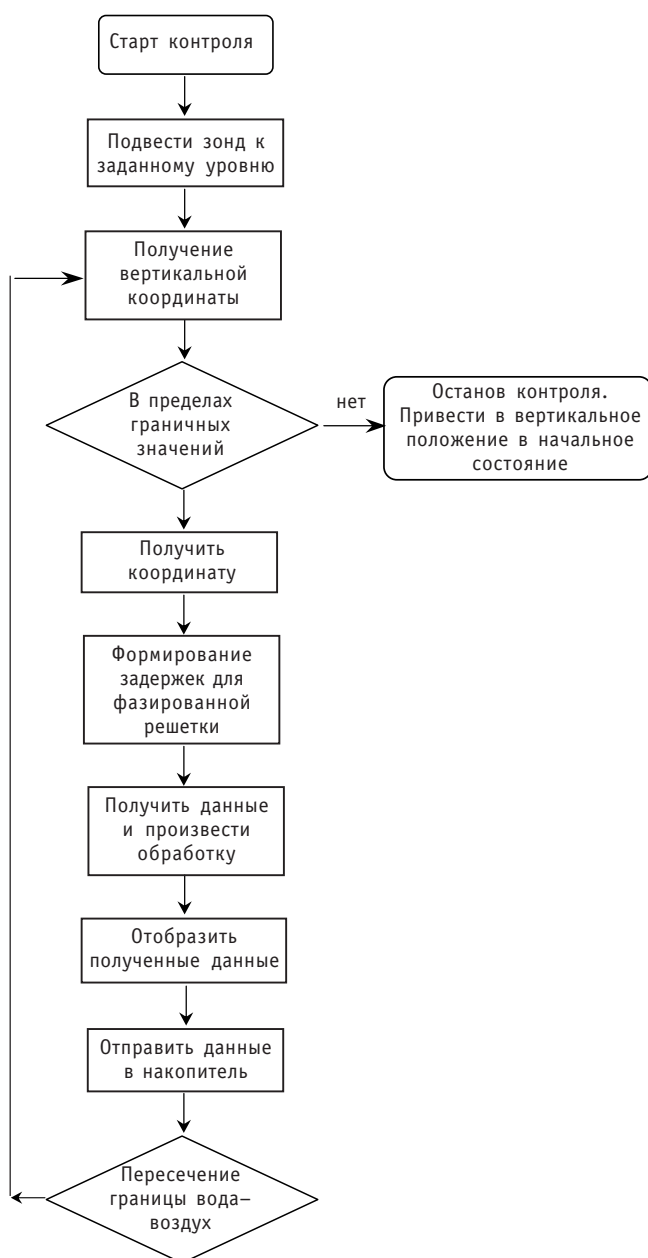


Рис. 6. Алгоритм контроля

осуществляемые в отложенном времени. Для проведения цикла измерений контролирующей зонд с помощью спускоподъемного устройства опускается в ТК до нижней стартовой точки. Контроль проводится при движении контролирующего зонда вверх с заданной скоростью. Получаемые данные поступают в ЭВМ, обрабатываются и записываются на жесткий диск. Электродвигатель спускоподъемного устройства снабжен механизмом слежения за количеством оборотов, что позволяет отслеживать координату вертикального перемещения.

Программное обеспечение построено по двухуровневому принципу. На верхнем уровне расположена программа управления, которая отслеживает параметры контроля и управляет всеми устройствами системы. Она отвечает за организацию контроля и взаимодействие блоков. На нижних уровнях располагаются программы, управляющие отдельными устройствами и обеспечивающие дополнительные функции. В состав программного обеспечения входят следующие программные блоки: управления серводвигателем, управления фазированной решеткой,

обработки и накопления информации, визуализации.

Серводвигатель снабжен электронным блоком сопряжения и подключен к управляющей ЭВМ. В программном блоке управления серводвигателем производится установка скорости вращения вала, установка направления вращения вала, считывание текущего положения ротора (в оборотах), формирование управляющих команд. Пересчет количества оборотов в вертикальную координату положения осуществляется по таблице градуировки. Блок управления серводвигателем включает в себя автоматизированную подсистему определения крайних положений

движения. Верхняя точка определяется автоматически с помощью так называемого датчика определения уровня зеркала, т.е. при пересечении зонда границы воздух-вода. Нижняя точка определяется заданной оператором глубиной погружения. Данная подсистема обеспечивает также возможность подвода зонда к указанной точке и проведения повторного контроля отрезка канала при необходимости.

Блок управления фазированной решеткой вырабатывает управляющие сигналы, поступающие на многоканальный дефектоскоп. Эти сигналы переключают виртуальные апертуры фазированной решетки и управляют распределением задержек по каналам дефектоскопа. Получаемые от фазированной решетки данные обрабатываются и отправляются в блок визуализации и накопления.

Блок накопления информации обеспечивает сохранение сформированного пакета в накопителе (жесткий диск ЭВМ). На каждом шаге в блок-накопитель отправляется информационный пакет, содержащий следующие данные: время отчета, координаты (уровень погружения), обработанные данные фазированной решетки. Перед началом контроля оператор заполняет протокол контроля, который сохраняется вместе с данными измерений. Программное обеспечение позволяет накапливать и хранить данные измерений в структурированном виде.

Блок визуализации обеспечивает отображение данных, поступающих во время процедуры контроля в реальном времени, обеспечивает анализ и отображение накопленных данных в отложенное время. Отображение поступающих данных во время контроля реализовано в виде осциллограмм. Отображение накопленных данных после процедуры контроля реализовано в виде графической таблицы, представляющей развертку поверхности ТК. Яркие точки указывают на наличие дефекта.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предложенная автоматизированная система контроля позволяет проводить контроль целостности с более высокой скоростью и точностью по сравнению с существующими системами.

Литература

1. Трофимов А.И., Балдин В.Д., Григорьев М.В. Диагностика и ремонт конструкций активной зоны энергетических ядерных реакторов РБМК-1000. – М.: Энергоатомиздат, 2002.

Поступила в редакцию 24.10.2007

КОМПЛЕКСНОЕ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ ТЕРРИТОРИЙ И ПРИЛЕГАЮЩИХ АКВАТОРИЙ ВБЛИЗИ ПУНКТОВ БАЗИРОВАНИЯ И УТИЛИЗАЦИИ АТОМНЫХ ПОДВОДНЫХ ЛОДОК

**С.М. Вакуловский, М.В. Прописнова, В.М. Ким, А.И. Никитин,
И.Ю. Катрич, В.Б. Чумичев, А.А. Волокитин**
ГУ «НПО «Тайфун», г. Обнинск



В статье приведены информация о системе радиационного мониторинга в Архангельской, Мурманской, Камчатской областях и Приморском крае, на территории которых расположены пункты базирования и обеспечения утилизации атомных подводных лодок, а также обобщенные результаты регулярных наблюдений за радиационной обстановкой (объемная активность радиоактивных веществ в приземном слое атмосферы, выпадения их на подстилающую поверхность, содержание трития в осадках, объемная активность ^{90}Sr в морях, мощность экспозиционной дозы гамма-излучения) в данных регионах за 2003–2007 гг. в сравнении с данными по РФ. Помимо этого приведены данные радионуклидного анализа проб морской среды (вода, донные отложения, флора и фауна), отобранных на российской станции прибрежного мониторинга (район пос. Терберка), а также результаты ежегодных наблюдений за содержанием радионуклидов в донных отложениях на акватории, примыкающей к ФГУП ПО «Севмаш» в г. Северодвинске.

Комплексное радиоэкологическое обследование территорий и прилегающих акваторий вблизи пунктов базирования и утилизации атомных подводных лодок (АПЛ) за пределами санитарно-защитных зон осуществляется регулярно радиометрическими подразделениями территориальных управлений Росгидромета под методическим руководством Государственного учреждения научно-производственного объединения «Тайфун» (ГУ НПО «Тайфун»). В табл. 1 приведена информация о системе радиационного мониторинга в Архангельской, Мурманской, Камчатской областях и Приморском крае, на территории которых расположены вышеупомянутые радиационно опасные объекты (РОО).

Результаты регулярных наблюдений за радиационной обстановкой в перечисленных регионах в обобщенном виде представлены в табл. 2, там же приведены для сравнения обобщенные данные о радиационной обстановке в РФ в целом [2–5].

© С.М. Вакуловский, М.В. Прописнова, В.М. Ким, А.И. Никитин, И.Ю. Катрич, В.Б. Чумичев, А.А. Волокитин, 2008

Таблица 1

Структура стационарной сети радиационного мониторинга Росгидромета в Архангельской, Мурманской, Камчатской областях и Приморском крае

Регион	Вид наблюдений, количество пунктов				
	МЭД	Атмосферные выпадения	ОА в воздухе	Тритий (^3H) в осадках	^{90}Sr в морях
Архангельская обл.*	34	9	2	1	5
Мурманская обл.	35	9	3	1	1
Камчатская обл.	12	7	–	1	1
Приморский край**	31	10	1	–	–

Примечание: МЭД – мощность экспозиционной дозы гамма-излучения;

ОА – объемная активность;

* – кроме перечисленных в таблице наблюдений в Архангельской области ежегодно проводится контроль за содержанием радиоактивных веществ в донных отложениях вблизи г. Северодвинска в Двинской губе Белого моря;

** – кроме перечисленного в таблице в Приморском крае проводятся маршрутные обследования территории, примыкающей к бухте Чажма, и экспедиционные обследования залива Петра Великого.

Из сопоставления данных объемных активностей (ОА) радиоактивных веществ в приземном слое атмосферы и их выпадений на подстилающую поверхность в рассматриваемых районах с аналогичными данными, усредненными по европейской и азиатской территориям России (ЕТР и АТР соответственно), за 2003–2007 гг. (см. табл. 2) видно, что содержание радиоактивных веществ в приземных слоях атмосферы на территории, примыкающей к РОО за пределами их санитарно-защитных зон, не отличается от средних уровней по стране и более, чем на семь порядков ниже допустимых величин по НРБ99 [1]. Объемная активность радионуклидов в атмосферных осадках (тритий) и морской воде (^{90}Sr) в данных регионах также находится на уровне средних по РФ и на три порядка ниже уровня вмешательства по НРБ99 [1].

Дополнительную информацию ГУ НПО «Тайфун» получает в результате эпизодических экспедиционных обследований отдельных районов и в рамках различных международных проектов.

В 2006 г. в рамках совместного российско-норвежского проекта по мониторингу «Исследования радиоактивного загрязнения морской среды Баренцева моря» были начаты работы по отслеживанию трендов в радиационной обстановке как в прибрежных районах Баренцева моря, так и в районах открытого Баренцева моря. Для оценки влияния локальных источников радиоактивного загрязнения на природную среду были исследованы вода, донные отложения, флора и фауна морских акваторий Баренцева моря, которые подвергаются (или могут подвергаться) воздействию локальных источников радиоактивного загрязнения (РОО Кольского полуострова).

Специалистами Государственного учреждения «Мурманское управление по гидрологии и мониторингу окружающей среды» (ГУ «Мурманское УГМС») и ГУ НПО «Тайфун» в августе – сентябре 2006 г. в окрестностях пос. Териберка, расположенного на побережье Кольского п-ова, были отобраны следующие пробы морской среды: прибрежная поверхностная морская вода, прибрежные донные отложения, некоторые виды водорослей, морская рыба (треска, сельдь, камбала, зубатка), мидии, а также проба краба. Радионуклидный анализ проб морской среды, отобранных российскими участниками проекта, производился в лабораториях ГУ НПО «Тайфун». В пробах воды определялись ^{137}Cs , ^{90}Sr , $^{239,240}\text{Pu}$ и ^3H ; для донных отло-

Таблица 2
Обобщенные данные о радиологической обстановке в Архангельской, Мурманской, Камчатской областях и Приморском крае в 2003–2007 гг.

Область 100-километровой зоны РОО	Год	МЭД, мкР/ч	ОА радионуклидов в воздухе				Выпадения радионуклидов			ОА ⁹⁰ Sr в морской воде, мБк/л
			$\Sigma \beta$, $\times 10^{-5}$ Бк/м ³	¹³⁷ Cs, $\times 10^{-7}$ Бк/м ³	⁹⁰ Sr, $\times 10^{-7}$ Бк/м ³	⁷ Be, $\times 10^{-5}$ Бк/м ³	$\Sigma \beta$, Бк/м ² -сут	¹³⁷ Cs, Бк/м ² -год	ОА ²³⁸ U в осадках, Бк/л	
Архангельская обл., ФГУП ПО «Севмаш» ¹	2003	11	3,7	2,6	0,51	153	0,61	0,48	2,2	3,4
	2004	11	4,2	2,1	0,69	166	0,63	0,37	2,1	3,8
	2005	11	3,9	2,3	0,44	184	0,77	0,27	2,2	3,4
	2006	11	3,8	2,3	0,45	191	0,77	0,41	2,0	3,6
	2007	11	4,2	4,4	0,37	188	0,74	0,29	2,0	3,0
	2003	11	6,7	1,5	0,45	75	0,82	0,96	2,4	3,6
	2004	10	5,3	1,7	0,08	82	0,67	0,71	1,9	2,8
Мурманская обл. ^{1,2}	2005	8	7,9	1,6	0,17	102	1,53	1,0	1,8	2,0
	2006	9	6,1	1,1	0,17	61	1,28	0,43	1,9	2,3
	2007	9	4,3	0,55	0,05	112	1,26	0,36	1,9	2,1
	2003	10	–	–	–	–	0,80	<0,1	1,9	2,1
Камчатская обл.	2004	10	–	–	–	–	0,93	<0,04	1,3	1,8
	2005	9	–	–	–	–	0,77	<0,13	1,8	1,7
	2006	10	–	–	–	–	0,76	<0,20	1,9	1,5
	2007	10	–	–	–	–	0,72	<0,04	1,5	1,3
	2003	12	18,9	4,4	1,7	421	0,90	0,29	–	2,2
	2004	12	22,4	3,9	1,5	419	0,92	0,14	–	2,1
	2005	12	20,2	4,4	1,8	394	1,00	0,41	–	2,1
Приморский край ¹	2006	12	–	–	–	–	1,10	0,35	–	2,2
	2007	12	–	–	–	–	1,08	0,29	–	1,7
	2003	10,1/19,6	4,2/3,7	1,36	205	0,9/1,6	0,63/0,24	2,5		
	2004	10,4/19,5	3,2/2,5	1,19	210	1,0/1,6	0,67/0,16	2,4		
	2005	13,2/20,0	3,5/2,6	0,87	221	1,0/1,4	0,54/0,23	2,8		
	2006	10,8/18,8	2,8/2,5	0,90	223	1,0/1,4	0,55/0,16	2,8		
	2007	9,7/17,8	4,6/2,1	0,90	253	1,0/1,4	0,32/0,19	2,4		

Примечание: ¹ – ОА радионуклидов в воздухе для Архангельской обл. приведены по г. Северодвинску, для Мурманской обл. – по г. Мурманску, для Приморского края – по г. Владивостоку;
² – по Мурманской обл. приводятся данные пунктов, расположенных вне 100-километровой зоны Кольской АЭС;
³ – ОА и выпадения в Архангельской и Мурманской областях сравниваются со средними данными по Европейской территории России (первая цифра); в Камчатской области и Приморском крае – со средними данными по Азиатской территории России (вторая цифра);
– – измерения не проводились.

жений и биоты произведены гамма-спектрометрические измерения всех проб и определение ^{90}Sr , изотопов плутония и ^{241}Am в выборочных пробах [6].

Результаты радионуклидного анализа проб морской среды приведены в табл. 3 и 4. Данные таблиц о содержании в объектах морской среды долгоживущих радионуклидов ^{137}Cs , ^{90}Sr , $^{239,240}\text{Pu}$ находятся в диапазоне, характерном для глобального источника радиоактивного загрязнения для данной территории [7]. При этом

Таблица 3

Содержание радионуклидов в пробах морской воды и поверхностном слое прибрежных донных отложений в районе пос. Териберка в сентябре 2006 г.

Вид пробы	Радионуклид			
	^{137}Cs	^{90}Sr	$^{239,240}\text{Pu}$	^3H
Морская вода, Бк/м ³ :				
– взвесь	<0,01 – <0,07	–	$6,1 \cdot 10^{-3}$	–
– фильтрат	2,3 – 2,7	1,2 – 1,6	$(7,2 – 7,5) \cdot 10^{-3}$	490
Донные отложения, Бк/кг сухой массы	0,46 – 0,50	–	–	–

Примечание:

– – измерения не проводились.

Таблица 4

Удельная активность радионуклидов в биологических пробах, отобранных в районе пос. Териберка в августе–сентябре 2006 г., Бк/кг сухой массы

Вид биоты (место отбора проб)	Радионуклид			
	^{137}Cs	^{90}Sr	$^{239,240}\text{Pu}, \times 10^{-3}$	$^{241}\text{Am}, \times 10^{-3}$
Камбала*	0,18±0,02	–	–	–
Зубатка*	0,12±0,01	–	–	–
Треска*	0,24±0,06	0,034±0,017	0,72±0,2	–
Сельдь*	0,13±0,01	0,23±0,11	1,6±0,3	–
Мидии (мясо)* (вблизи причала рыбозавода)	< 0,04	–	–	–
Мидии (раковины)* (вблизи причала рыбозавода)	< 0,1	–	–	–
Краб (мясо)*	< 0,03	0,02±0,01	1,1±0,3	–
Краб (панцирь)*	< 0,03	–	–	–
Фукус пузырчатый (вблизи причала рыбозавода)	0,51±0,07	0,2±0,1	69,4±10,3	< 11,3
Фукус (вблизи метеостанции)	0,39±0,08	–	–	–
Ламинария северная (листья) (вблизи метеостанции)	0,69±0,08	0,31±0,15	32,2±5,6	10,4±3,1
Ламинария северная (стебли) (вблизи метеостанции)	1,05±0,13	–	–	–
Ламинария сахарина (вблизи причала рыбозавода)	0,80±0,08	–	–	–
Кладофора (вблизи метеостанции)	< 0,09	–	–	–

Примечание: * – единицей измерения является величина Бк/кг сырой массы;

– – измерения не проводились.

содержание ^{137}Cs и ^{90}Sr в пробах рыбы не превышало установленных СанПиН-96 [8] нормативов: 130 и 100 Бк/кг сырой массы соответственно. Радионуклидов, характерных только для работы РОО, отсутствующих в составе глобального источника, в пробах морской среды не обнаружено [6].

На акватории, примыкающей к Федеральному государственному унитарному предприятию «Производственное объединение «Севмаш» (ФГУП ПО «Севмаш»), расположенному в г. Северодвинске и являющемуся крупнейшим в России судостроительным комплексом, главная задача которого – строительство атомных подводных лодок для Военно-морского флота, наблюдения за содержанием радионуклидов в донных отложениях осуществляются с 1975 г. Пробы поверхностного слоя донных отложений ежегодно отбираются в 10 точках морского дна Двинского залива Белого моря на расстоянии 15–30 км от г. Северодвинска специалистами Северного УГМС. Гамма-спектрометрический анализ проб проводится в ГУ НПО «Тайфун». Из гамма-излучателей техногенного происхождения за весь период наблюдений в пробах был обнаружен только ^{137}Cs . Данные об удельных активностях ^{137}Cs в донных отложениях в точках отбора проб за последние 12 лет приведены в табл. 5, из которой видно, что удельная активность ^{137}Cs в донных отложениях имеет тенденцию к уменьшению со временем. Наблюдаемые в настоящее время уровни загрязнения донных отложений ^{137}Cs характерны для глобального источника загрязнения, из чего следует, что деятельность РОО в районе г. Северодвинска не увеличивает уровень загрязнения гамма-излучателями донных отложений прилегающей акватории.

Таблица 5

Средние по 10 точкам отбора проб удельные активности ^{137}Cs в донных отложениях Двинского залива Белого моря за 1996–2007 гг., Бк/кг сухой массы

Год	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007
Удельная активность	9,2	7,4	10,9	6,6	8,6	5,9	7,1	3,1	–	4,7	5,8	5,4

Примечание: – – отбор проб не производился.

Подводя итоги можно сказать, что в результате регулярных наблюдений и дополнительных обследований влияние деятельности РОО, связанных с функционированием АПЛ, на территории Архангельской, Мурманской, Камчатской областей и Приморского края, на объекты окружающей природной среды не выявлено. Содержание радионуклидов в объектах окружающей среды на перечисленных выше территориях находится на уровне средних значений по территории РФ. Радионуклидный анализ проб морской среды свидетельствует об отсутствии влияния деятельности РОО на радиоактивное загрязнение объектов морской среды.

Литература

1. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99) СП 2.6.1.758-99. – М.: Минздрав России, 1999.
2. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2003 году: Ежегодник/Под ред. С.М. Вакуловского. – СПб.: Гидрометеиздат, 2004. – 274 с.
3. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2004 году: Ежегодник/Под ред. С.М. Вакуловского. – М.: Метеоагентство Росгидромета, 2005. – 288 с.
4. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2005 году: Ежегодник/Под ред. С.М. Вакуловского. – М.: Метеоагентство Росгидромета, 2006. – 274 с.
5. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2006 году: Ежегодник/Под ред. С.М. Вакуловского. – Н.Новгород: Вектор ТиС, 2007. – 280 с.

6. *Nikitin A.* The Joint RussianNorwegian Project on Monitoring "Investigation of marine environment radioactive contamination of the Barents Sea". Results received by participants during the year 2006/Int. Conf. on Radioecology and Environmental Radioactivity(15-20 June 2008, Bergen, Norway)/Proceedings, Part 2. – NRPA Osteras, Norway, 2008. – P. 251-254.

7. *Сивинцев Ю.Б., Вакуловский С.М., Васильев А.П. и др.* Техногенные радионуклиды в морях, омывающих Россию. – М.: ИздАТ, 2005. – 624 с.

8. Гигиенические требования к качеству и безопасности продовольственного сырья и пищевых продуктов. Санитарные правила и нормы (СанПиН 2.3.2.560 - 960). – М., 1997.

Поступила в редакцию 1.08.2008

УДК 621.039.564

ОБОСНОВАНИЕ ПРИМЕНЕНИЯ ТУРБИННО-НЕЙТРОННЫХ РАСХОДОМЕРОВ В КОРПУСНОМ КИПЯЩЕМ РЕАКТОРЕ С ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ

В.П. Садулин

ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», г. Димитровград



Дано расчетно-экспериментальное обоснование возможности применения усовершенствованного турбинного расходомера (турбинно-нейтронного расходомера) для измерения расхода теплоносителя в тепловыделяющих сборках корпусного кипящего реактора ВК-50. Отличительной особенностью расходомера является съём сигнала о частоте оборотов турбинки с помощью детектора нейтронов системы внутризонного контроля энерговыделения. Срок службы расходомера в реакторе ВК-50 составляет около 8 месяцев непрерывной работы. Выполнен расчетный анализ изменения его градуировочной рабочей характеристики, полученной на стенде при нормальных условиях, при увеличении температуры воды в реакторе до 280°C. Расчетный поправочный коэффициент к частоте оборотов турбинки обратно пропорционален величине расхода воды и равен 1,006–1,01. Экспериментально показано сохранение рабочей характеристики расходомера в течение указанного срока службы в реакторе.

Одним из перспективных энергоисточников для атомных станций небольшой и средней мощности является корпусной кипящий реактор (ККР) с естественной циркуляцией теплоносителя (ЕЦТ) в активной зоне. Многие вопросы безопасности, технические решения по различным системам, расчетные методики, методы и средства контроля внутриреакторных параметров такого типа реактора в нашей стране испытывают и проверяют на прототипном кипящем реакторе ВК-50. В проектах отечественных ККР с ЕЦТ [1] может найти применение разработанный в НИИ атомных реакторов турбинно-нейтронный расходомер (ТНР) для измерения расхода теплоносителя в тепловыделяющих сборках (ТВС) этого реактора.

Необходимость разработки ТНР была вызвана следующими причинами.

Расходомеры переменного перепада давления (РППД), установленные в соответствии с проектом в водоподводящие каналы отдельных ТВС реактора ВК-50 [2], оказались мало пригодными из-за большого гидравлического сопротивления их первичных преобразователей, сравнимого с движущим напором естественной циркуляции теплоносителя. Они существенно снижают расход теплоносителя че-

рез ТВС, на входе которых установлены, и искажают его радиальное распределение по активной зоне. Их использование может иметь узко ограниченный характер относительных измерений.

Турбинные расходомеры магнитоиндукционного типа, которые начали применять в реакторе ВК-50 для измерений расхода теплоносителя через ТВС с начала семидесятых годов прошлого столетия, как и в зарубежных ККР, по своим характеристикам (высокая точность, незначительное гидравлическое сопротивление, малая инерционность, возможность автоматизации измерений) являются наиболее подходящими для измерений малых расходов естественной циркуляции [3, 4]. Они в наибольшей степени соответствуют экспериментальному характеру реактора ВК-50. Однако такие их недостатки как малый срок службы (от нескольких суток до месяца) из-за отказа магнитоиндукционного узла съема сигнала (под воздействием радиационного излучения и высокой температуры) и износа подшипниковых опор турбинки, сложность вывода сигнальных кабелей через активную зону и из реактора наружу и невозможность в этой связи оснастить ими частично выгоревшие (облученные) ТВС ограничивают их внутриреакторное применение. Поэтому потребовалось принципиальное усовершенствование турбинных расходомеров в целях увеличения их срока службы в реакторе и устранения других вышеназванных недостатков.

Известной особенностью турбинных расходомеров является влияние вязкости жидкости на их показания [4, 6, 7]. Поэтому градуировочная зависимость между расходом и частотой оборотов турбинки (рабочая характеристика) турбинного расходомера, полученная при нормальных условиях на стенде с холодной водой, должна быть уточнена для рабочих внутриреакторных условий с изменившимися параметрами воды. В имеющихся публикациях этому вопросу должного внимания не уделено, но отмечается, что до сих пор нет методики пересчета характеристик турбинных расходомеров, полученных при нормальных условиях, на требуемые [4]. Важно также знать как изменяется рабочая характеристика турбинного расходомера конкретной конструкции в процессе длительной работы в реакторе. Для решения этих проблем необходимы исследования.

ТУРБИННО-НЕЙТРОННЫЙ РАСХОДОМЕР

Турбинно-нейтронный расходомер является результатом усовершенствования ранее применяемых на реакторе ВК-50 турбинных расходомеров. При его создании

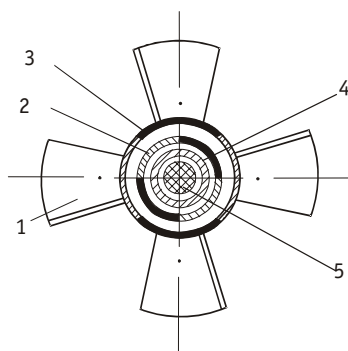


Рис. 1. Турбинно-нейтронный преобразователь: 1 – турбинка; 2, 3 – внутренний и внешний экраны; 4 – сухой канал; 5 – детектор нейтронов

решалась задача по построению системы регистрации частоты оборотов турбинки расходомера на основе метода модуляций нейтронного поля вращающейся турбинкой с регистрацией этих модуляций детектором нейтронов из состава системы внутризонного контроля энерговыделения. Такой метод представляется наиболее естественным для реакторных условий, чем магнитоиндукционный метод, поскольку детекторы нейтронов имеют, как правило, большой срок службы в реакторе. При таком подходе упрощается система внутризонного контроля реактора в целом.

ТНР имеет турбинно-нейтронный преобразователь (ТНП), помещенный в корпус с внутренним диаметром 110 мм. ТНП (рис. 1) состоит из четырехлопастной турбинки с крыльчаткой диаметром 55 мм

и углом наклона лопастей к оси 45° , вращающейся в подшипниках скольжения, и узла модуляций нейтронного поля. Последний состоит из двух коаксиально расположенных цилиндрических экранов, имеющих на боковой поверхности каждого из них по два диаметрально противоположных поглощающих нейтроны участка. Внешний экран закреплен на оси турбинки и вращается вместе с ней. Внутренний экран жестко прикреплен к корпусу ТНР. Во внутренний экран введена нижняя часть сухого канала с подвижным детектором нейтронов из состава системы внутризонного контроля энерговыделения.

При вращении турбинки под воздействием потока теплоносителя внутри узла модуляций создаются периодические изменения (модуляции) плотности нейтронного потока синусоидальной формы, кратные частоте оборотов турбинки, регистрируемые детектором нейтронов и измерительно-регистрирующей аппаратурой.

В качестве детекторов нейтронов в системе внутризонного контроля энерговыделения в реакторе ВК-50 применяются подвижные родиевые детекторы прямого заряда (ДПЗ), имеющие миниатюрную чувствительную часть диаметром 4 мм и длиной около 50 мм [5]. Использование родиевого ДПЗ в качестве датчика частоты оборотов турбинки возможно потому, что токовый сигнал этого детектора имеет мгновенную составляющую $\sim 10\%$, вполне достаточную по величине для реализации указанной функции. Детекторы нейтронов перемещаются вверх и вниз в сухих каналах, которые устанавливаются в центральную трубку ТВС.

Подвижные детекторы нейтронов в реакторе ВК-50 с внедрением ТНР исполняют две функции: в их нижнем положении ими регистрируют частоту оборотов турбинки ТНР и, соответственно, расход теплоносителя через ТВС, а при перемещении с постоянной скоростью снизу вверх в сухом канале распределение плотности потока нейтронов по высоте ТВС.

Поглощающие участки экранов выполняют из кадмиевой фольги (возможен другой поглотитель) и лакируют их снаружи металлической фольгой. Цапфы турбинки изготавливают из износостойчивой наплавки на ось турбинки.

Подшипники скольжения состоят из двух частей – цилиндрической втулки и подпятника со сферическим углублением, изготавливаемых соответственно по ГОСТ 8896-76 и ГОСТ 8898-78 из лейкосапфира (ГОСТ 22028-76).

Параметры крыльчатки ТНР выбраны из условий обеспечения прямолинейной зависимости между объемным расходом воды и частотой оборотов турбинки при ее нормальной работе и мало заметного влияния на расход теплоносителя при заклинивании турбинки.

Турбинка выбранной конструкции безынерционна относительно гидродинамических процессов реактора. Ее постоянная времени имеет обычные для турбинных расходомеров значения в несколько миллисекунд.

ТНР устанавливают на входе в ТВС в съемный хвостовик, который можно присоединить как к свежей, так и к облученной ТВС в период перегрузки топлива реактора. Монтаж сухих каналов и установку в них подвижных ДПЗ осуществляют после перегрузки реактора до его пуска.

Срок непрерывной работы ТНР в реакторе ВК-50 составляет около 8 месяцев (при работе реактора на номинальной мощности в течение 10 месяцев в одногодичной кампании). Срок службы ТНР является достаточным для постоянного применения этих расходомеров в системе внутрореакторного контроля реактора.

ИЗМЕНЕНИЕ РАБОЧЕЙ ХАРАКТЕРИСТИКИ ТУРБИННОГО РАСХОДОМЕРА В РЕАКТОРНЫХ УСЛОВИЯХ

До установки в реактор ВК-50 турбинные расходомеры, в том числе и ТНР, градуируют на стенде с холодной водой с целью получения зависимости между объем-

ным расходом воды через расходомер и частотой вращения турбинки. При градуировке ТНР используют традиционный магнитоиндукционный метод измерения частоты оборотов турбинки, с применением постоянного миниатюрного магнита, временно внедряемого в ось турбинки, и катушки индуктивности с магнитопроводом. Результаты измерений аппроксимируют прямолинейной зависимостью:

$$Q = kn_0 + q_0, \quad (1)$$

где Q – объемный расход жидкости; n – частота оборотов турбинки; k_0, q_0 – коэффициент пропорциональности и свободный член уравнения соответственно, определяемые методом наименьших квадратов по результатам измерений.

Как показывает анализ экспериментальных зависимостей (1) для большого числа испытанных ТНР, вклад свободного члена q_0 в величину расхода Q достаточно мал – сотые доли процента при значимых расходах теплоносителя.

В кипящем реакторе ВК-50 расходомеры работают при температуре реакторной воды 200–280°C. При увеличении температуры воды от 30°C (на стенде) до рабочей температуры в реакторе происходит уменьшение ее вязкости и плотности, а также некоторое изменение поперечного профиля потока воды в корпусе расходомера (в хвостовике ТВС).

Для определения поправок к градуировочной зависимости (1), с помощью которых может учитываться отличие параметров и профиля потока воды на стенде и в реакторе, получим выражение для рабочей характеристики турбинного расходомера, включающее в себя параметры контролируемой жидкости. В основу этого выражения независимо от конструктивной схемы турбинного расходомера может быть положена следующая система уравнений [6, 7]:

$$M_{дв} = M_{ж} + M_{п} + M_{в}; \quad (2)$$

$$M_{дв} = \frac{2\pi r_{cp}^2 \rho}{\eta} \left[\frac{f_v (Qf_{\Delta})^2}{TF} - nQf_{\Delta} \right], \quad (3)$$

$$M_{ж} = c_{ж} k_{ж} \rho (Qf_{\Delta})^2, \quad (4)$$

$$M_{п} = c_{п} k_{п} \rho (Qf_{\Delta})^2, \quad (5)$$

$$M_{в} = c_{в} k_{в} \rho (Qf_{\Delta})^2, \quad (6)$$

где $M_{дв}$ – движущий момент на крыльчатке турбинки расходомера; $M_{ж}$ – момент сил вязкого трения жидкости о поверхность лопастей крыльчатки; $M_{в}$ – момент сил трения жидкости о поверхность вращающихся элементов турбинки; $M_{п}$ – момент сил трения в подшипниковых опорах; ρ, ν – плотность и кинематическая вязкость жидкости соответственно; $c_{ж}, c_{п}, c_{в}$ – коэффициенты трения на поверхности крыльчатки, в подшипниках и на поверхностях вращения соответственно; r_{cp}, T, F – средний радиус, винтовой шаг и площадь проходного сечения крыльчатки соответственно; $k_{ж}, k_{п}, k_{в}$ – размерные коэффициенты пропорциональности, учитывающие конструктивные размеры крыльчатки, трущихся поверхностей подшипниковых опор и поверхностей вращения соответственно; f_{Δ} – относительная доля потока жидкости, протекающей через проходное сечение крыльчатки; f_v – коэффициент, учитывающий неравномерность структуры потока жидкости в нормальном сечении турбинки, определяемый выражением

$$f_v = \frac{\int_F r^2 \left[\frac{V(r)}{V_{cp}} \right]^2 dF}{\int_F r^2 \left[\frac{V(r)}{V_{cp}} \right] dF},$$

где $V(r)$, V_{cp} – скорости жидкости на расстоянии r от оси турбинки и средняя скорость жидкости в пределах крыльчатки соответственно.

Параметр η определяется выражением

$$\eta = \frac{r_{cp}^2 F}{\int r^2 \left[\frac{V(r)}{V_{cp}} \right] dF}.$$

Расчетные соотношения для f_V , f_Δ , η , полученные при радиальном распределении скорости жидкости в корпусе расходомера, соответствующем степенному закону Кармана, приведены в работе [7]. Эти параметры зависят от числа Рейнольдса потока жидкости и конструктивных размеров турбинного преобразователя.

Коэффициент трения $c_{ж}$ зависит от режима течения жидкости и числа Рейнольдса потока в межлопастном пространстве крыльчатки, определяемого из выражения

$$Re = \frac{Q f_\Delta l_{cp}}{F v \times \sin \beta}, \quad (7)$$

где l_{cp} – средняя длина хорды профиля лопатки турбинки; β – угол между нормалью к оси турбинки и хордой профиля лопатки.

Начиная с небольших расходов жидкости через турбинный преобразователь, для которых $Re > 5 \cdot 10^3$, в межлопастном пространстве турбинки наблюдаются переходный и турбулентный режимы течения, при которых коэффициент трения жидкости

$$c_{ж} = c_0 - \frac{b}{Re}, \quad (8)$$

где c_0 и b – некоторые константы [6, 7].

На поверхностях вращения имеет место турбулентный режим течения жидкости, при котором коэффициент трения c_b обратно пропорционален числу Рейнольдса. С учетом этого выражение (6) для момента сил трения жидкости о поверхность вращающихся элементов турбинки преобразуется к виду [7]

$$M_B = a k_b \rho v Q f_\Delta, \quad (9)$$

где a – некоторый коэффициент пропорциональности.

Из соотношений (2)–(9) можно получить выражение для рабочей характеристики турбинного расходомера в виде

$$Q = \frac{n}{f_\Delta (\phi f_V - \eta A)} + \frac{v E \eta}{f_\Delta (\phi f_V - \eta A)}, \quad (10)$$

где $\phi = \frac{1}{TF}$; $A = \frac{c_0 k_{ж} + c_n k_n}{2\pi r_{cp}^2}$; $E = \frac{1}{2\pi r_{cp}^2} \left(a k_b - \frac{b F k_{ж} \times \sin \beta}{l_{cp}} \right)$.

При f_V , f_Δ , η , определяемых для расхода Q и вязкости жидкости ν_0 , при которой градуируют расходомер на стенде, уравнения (9) и (1) должны быть тождественны. Используя это тождество, можно переопределить коэффициенты A и E , которые не зависят от параметров жидкости. В результате несложных преобразований уравнение рабочей характеристики турбинного расходомера при вязкости жидкости принимает следующий вид:

$$Q = k_0 k_1 n + k_1 k_2 q_0, \quad (11)$$

где $k_1 = \frac{f_\Delta(\nu_0, Q)}{f_\Delta(\nu, Q)} \times \frac{1}{k_0 f_\Delta(\nu_0, Q) \phi \left[f_V(\nu, Q) - f_V(\nu_0, Q) \times \frac{\eta(\nu, Q)}{\eta(\nu_0, Q)} \right] + \frac{\eta(\nu, Q)}{\eta(\nu_0, Q)}}$,

$k_2 = \frac{\nu}{\nu_0} \times \frac{\eta(\nu, Q)}{\eta(\nu_0, Q)}$, ν_0 – вязкость воды в градуировочном стенде при нормальных условиях.

Момент трения в подшипниковых опорах турбинки при переходном и турбулентном режимах течения жидкости и прямолинейной рабочей характеристике расходомера достаточно мал по сравнению с движущим моментом и моментом жидкостного трения о поверхность лопаток крыльчатки, за счет которого вращается турбинка [7]. Поэтому возможное изменение момента трения в подшипниках при переходе от нормальных условий градуировочного стенда к рабочим реакторным условиям в зависимости (10) не учтено (допущение).

Поправочные коэффициенты k_1 и k_2 к градуировочной зависимости (1) зависят от вязкости и расхода жидкости. На рис. 2 показана расчетная зависимость коэффициента k_1 от расхода воды с температурой 280°C для ТНР реактора ВК-50. При этом расчетные соотношения для f_V, f_Δ, η взяты из работы [7]. Полученная зависимость может быть распространена на весь практически важный для кипящего реактора ВК-50 диапазон температур теплоносителя 200–280°C, в котором проводятся различные эксперименты. Основное изменение вязкости воды происходит при ее нагреве до 200°C (от 0,8 до 0,15 сСт). При дальнейшем ее нагреве до 280°C вязкость уменьшается незначительно – примерно на 3% от исходного значения.

Как показали расчеты, отношение, входящее в выражение для коэффициента k_2 , слабо зависит от вязкости и расхода воды и близко к единице. Следовательно, $k_2 \approx \nu/\nu_0$. Учитывая, что значение q_0 достаточно мало, свободным членом выражения (10), представляющим собой произведение $k_1 \times k_2 \times q_0$, можно пренебречь.

В итоге рабочая характеристика турбинного расходомера, в том числе ТНР, при изменившихся параметрах воды принимает вид

$$Q = k_0 k_1 n. \tag{12}$$

Таким образом, градуировочная рабочая характеристика турбинного расходомера, полученная на стенде с холодной водой в соответствии с зависимостью (1), при увеличении температуры воды до 200–280°C в реакторных условиях изменяется незначительно. Поправочный коэффициент k_1 к частоте оборотов турбинки

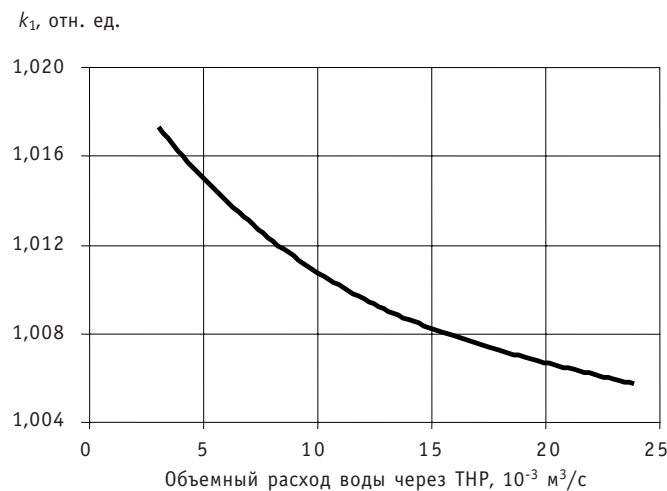


Рис. 2. Зависимость поправочного коэффициента k_1 от объемного расхода воды через ТНР при температуре 200–280°C

при значимых расходах воды обратно пропорционален величине расхода воды и находится в диапазоне 1,006–1,01 (см. рис. 2).

Достоверность приведенного на рис. 2 расчетного относительного изменения рабочей характеристики ТНР косвенно подтверждается примерно такими же по величине экспериментальными результатами, полученными другими исследователями для турбинных расходомеров в таком же диапазоне изменения вязкости жидкости 1–0,1 сСт [7].

Предельная погрешность измерения расхода теплоносителя с помощью ТНР в рабочих условиях реактора ВК-50 в соответствии с зависимостью (12) оценивается значением $\pm 1\%$.

В процессе эксплуатации турбинного расходомера может происходить изменение его рабочей характеристики вследствие износа трущихся деталей подшипников. Насколько существенным будет такое изменение рабочей характеристики во многом определяется износостойкостью трущихся деталей и конструкцией подшипниковых опор и проточной части расходомера. От конструкции проточной части зависит соотношение между движущим моментом на турбинке и моментом сопротивления в подшипниковых опорах. При большом значении отношения этих моментов, которое характерно для расходомера с прямолинейной рабочей характеристикой в переходном и турбулентном режимах течения жидкости, некоторый износ трущихся деталей подшипников может незначительно сказываться на рабочей характеристике в течение длительного времени или вообще не влиять на нее.

Повторную градуировку турбинно-нейтронного расходомера после некоторой его эксплуатации в реакторе провести на стенде невозможно из-за высокой наведенной радиоактивности. Поэтому для определения степени изменения статических рабочих характеристик ТНР в течение их эксплуатации в одной из кампаний реактора ВК-50 был выполнен специальный эксперимент. При мощности реактора, близкой к номинальной, в процессе кампании отслеживалось относительное изменение расхода теплоносителя через ТВС по показаниям ТНР и расходомеров переменного перепада давления с трубками Клеве (абсолютные значения данных ТНР и РППД заметно различаются). На рис. 3 показано изменение в течение

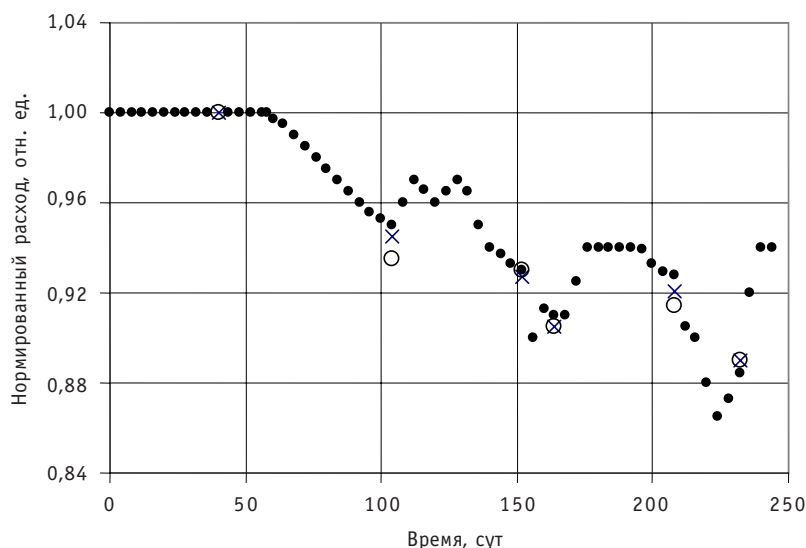


Рис. 3. Изменение нормированного расхода теплоносителя в процессе кампании реактора ВК-50 в двух идентичных ТВС: 1) ●, × — экспериментальные значения, полученные с помощью ТНР и РППД соответственно; 2) ○ — экспериментальные значения, полученные с помощью РППД

240 суток нормированного (на начальное значение) расхода теплоносителя в двух ТВС с РППД на входе, одинаковых по характеристикам и симметрично расположенных в одном из центральных рядов активной зоны. После 60 суток от начала кампании на реакторе проводились также другие эксперименты, повлекшие некоторые изменения расхода теплоносителя в активной зоне, зарегистрированные всеми внутриреакторными расходомерами, как ТНР, так и РППД.

В ТВС 1 расход измеряли ТНР и РППД, в ТВС 2 – только РППД. Результаты относительных измерений расходомерами разного типа для одного момента времени практически совпадают на протяжении всех 240 суток. Такие же результаты получены и по другим ТВС, оснащенным ТНР и имеющим РППД в водоподводящем канале.

Результаты эксперимента позволяют сделать вывод о том, что рабочие характеристики ТНР сохраняются в течение всего срока их службы в условиях корпусного кипящего реактора.

В работе ТНР не наблюдается постепенного отказа. Остановка турбины ТНР происходит практически мгновенно (возможно из-за растрескивания сапфировых подшипников по радиационному фактору).

ВЫВОДЫ

В результате выполненных исследований рабочих характеристик ТНР установлено, что эти расходомеры малочувствительны к изменению температуры воды в реакторе и стабильны в работе в течение их срока службы, составляющего около 8 месяцев непрерывной работы. Это позволяет применять ТНР регулярно для сопровождения текущей эксплуатации реактора ВК-50 и проводить с их использованием эксперименты и исследования в обоснование перспективных реакторов такого же типа.

ТНР могут быть рекомендованы для включения в состав систем внутриреакторного контроля расхода теплоносителя проектируемых ККР с ЕЦТ.

Применение ТНР представляется вполне возможным также в действующих ВВЭР.

Литература

1. Кузнецов Ю.Н., Роменков А.А., Глазков О.М. и др. Технический проект реакторной установки ВК-300 повышенной безопасности/Годовой отчет ГУП НИКИЭТ. – М., 2001. – С. 25-28.
2. Сарыгин А.П., Соколов И.Н., Кондратьев В.И. и др. Некоторые вопросы гидродинамики кипящего корпусного реактора//Атомная энергия. – 1971. – Т. 30. – Вып. 4. – С. 350-353.
3. Боланд Дж. Приборы контроля ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1973. – С. 99-102.
4. Лысиков Б.В., Прозоров В.К. Термометрия и расходомерия ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – С. 29-31.
5. Лещенко Ю.И., Садулин В.П., Семидоцкий И.И. Система контроля энерговыделения в активной зоне кипящего реактора//Атомная энергия. – 1987. – Т. 63. – Вып. 6. – С. 410-412.
6. Бошняк Л.Л., Бызов Л.Н. Тахометрические расходомеры. – Л.: Машиностроение, 1968.
7. Бобровников Г.Н., Камышев Л.А. Теория и расчет турбинных расходомеров. – М.: Изд-во стандартов, 1978.

Поступила в редакцию 17.10.2008

ПРОГРАММА CASCADEX ДЛЯ РАСЧЕТА ВЗАИМОДЕЙСТВИЙ ЧАСТИЦ И ЯДЕР ПРОМЕЖУТОЧНЫХ И ВЫСОКИХ ЭНЕРГИЙ С ВЕЩЕСТВОМ

А.Ю. Станковский, А.Ю. Конобеев, И.С. Купцов

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск*



В статье описывается программа CASCADEX, созданная на основе соединения модели внутриядерного каскада, используемой в программе CASCADE/INPE с моделью Хаузера-Фешбаха, реализованной в программе TALYS и описывающей статистический процесс девозбуждения ядер после каскадной стадии. Программа была протестирована на расчетах выходов радионуклидов, образующихся при взаимодействии протонов с энергиями 0.8–1.2 ГэВ с веществом. Значения сечений, рассчитанные по CASCADEX, лучше согласуются с существующими экспериментальными данными, чем аналогичные данные, полученные по другим программам, реализующим каскадно-испарительные модели.

ВВЕДЕНИЕ

В последние годы интерес к проблеме трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов значительно возрос. Наиболее реальными проектами трансмутационных установок принято считать подкритические ускорительно-управляемые системы, ориентированные на трансмутацию, в первую очередь, младших актинидов и, в перспективе, долгоживущих продуктов деления. В таких установках нейтронный спектр, необходимый для выжигания актинидов, формируется нейтронами, образующимися в мишени из тяжелого металла, облучаемой протонами с энергиями от нескольких сотен мегаэлектронвольт до 1 ГэВ. Для расчета характеристик таких установок в программах переноса частиц методом Монте-Карло в указанном диапазоне энергий, а также для моделирования процессов накопления радиоактивных изотопов в нейтронообразующих мишенях и генераторах нейтронов используются модели внутриядерного каскада, предравновесные и статистические модели испарения и деления.

Энергетический диапазон, в котором применим данный комплекс моделей, достаточно широк: от нескольких десятков мегаэлектронвольт до нескольких гигаэлектронвольт. В большинстве моделей за быстрой каскадной стадией реакции налетающей частицы с ядром-мишенью следует предравновесная эмиссия частиц. Затем окончательное девозбуждение ядер происходит путем конкурирующих процессов испарения и деления. В некоторых программах, таких, как каскадная модель INCL4, соединенная с испарительной моделью ABLA [1], предравновесная стадия отсутствует. Расчеты по программам INCL4/ABLA, CEM03 и LAQGSM

© А.Ю. Станковский, А.Ю. Конобеев, И.С. Купцов, 2008

[2] дают хорошее согласие с экспериментальными данными в широком диапазоне энергий налетающих частиц и массовых чисел ядер-мишеней. Однако ни одна модель не способна воспроизводить экспериментальные данные во всей энергетической области и для всех ядер-мишеней, имеющих важное значение для компьютерного моделирования ускорительно-управляемых систем и нейтронных источников на основе реакций глубокого расщепления. Среди всего набора каскадных моделей модель, разработанная в Дубне в конце 60-х годов прошлого века [3], занимает особое место. Развитие внутриядерного каскада в данном случае моделируется во времени; таким образом, эта модель относится к классу временно-зависимых. За быстрой каскадной стадией следует равновесная эмиссия частиц, и в этом плане эта модель аналогична модели INCL4/ABLA. В течение последних двадцати лет данная (дубнинская) модель развивалась в ИАТЭ, и на ее основе был создан комплекс программ CASCADE/INPE [4] для расчета переноса частиц.

В настоящей статье описывается объединение этой каскадной модели (обозначенной в тексте как CASCADE) со статистической моделью, описывающей равновесную эмиссию частиц. Новая программа, получившая название CASCADEX (CASCADE eXtended), предназначена для моделирования взаимодействий налетающих частиц и ядер с массовым числом до 240 а.е.м. с веществом. Массовые числа ядер-мишеней (A) варьируются в диапазоне от 2 до 240 а.е.м. Энергии налетающих частиц составляют до 2 ГэВ/нуклон для ядер-мишеней с массой меньше 40 а.е.м. и до 1 ГэВ/нуклон для ядер тяжелее 40 а.е.м.

ОПИСАНИЕ МОДЕЛИ

Стадия внутриядерного каскада

Рассматриваемая модель внутриядерного каскада [5–8] базируется на описании процесса взаимодействия двух облаков ферми-газа. Считается, что нуклоны находятся в потенциальной яме:

$$V(r) = \varepsilon + \frac{P_f^2}{2m}, \quad (1)$$

где m – масса свободного нуклона, ε – усредненная энергия связи нуклона в ядре, P_f – фермиевский импульс нуклона в ядре.

В результате взаимодействия налетающего нуклона с нуклоном ядра-мишени последний приобретает дополнительный импульс и начинает движение в ядре. Далее движущиеся каскадные нуклоны могут взаимодействовать с другими нуклонами ядра, в результате образуются новые частицы, либо нуклоны упруго перерассеиваются. Взаимодействие каскадных частиц друг с другом, как правило, не рассматривается. Процесс продолжается до тех пор, пока все движущиеся частицы не поглотятся ядром либо не покинут его.

Ядерные нуклоны характеризуются импульсным распределением

$$W(p)dp \sim P^2 dp, \quad 0 \leq p \leq P_f \equiv p_f(r).$$

Максимальное значение локального импульса Ферми выражается через ядерную плотность $\rho(r)$:

$$P_f(r) = \hbar [3\pi^2 \rho(r)]^{1/3}. \quad (2)$$

Для ядер с $A \leq 16$ величина $\rho(r)$ аппроксимируется осцилляторным распределением с параметрами, полученными из эксперимента:

$$\rho(r) = \frac{2}{Z\pi^{3/2}a^3} \left\{ 1 + \frac{z-2}{3} \left(\frac{r}{a} \right)^2 \right\} \exp\left(-\frac{r^2}{a^2} \right). \quad (3)$$

Для ядер с $A > 16$ используется распределение Вудса-Саксона

$$\rho = \frac{\rho_0}{1 + \exp\left(\frac{r-c}{a}\right)}, \quad (4)$$

где r – радиус половинной плотности, $c = 1,07A^{1/3}$ Фм, параметр диффузности $a = 0,545$ Фм, а $\rho_0 = \frac{2}{Z\pi^{3/2}a^3}$. На размещение нуклонов в ядре накладывается условие $d \geq 2r_c$, d – расстояние между центрами нуклонов, $r_c = 0,4$ Фм – радиус керна нуклона.

Неупругое взаимодействие двух ядер – суперпозиция двухчастичных нуклон- и пион-нуклонных столкновений, которые условно можно разделить на три группы:

- группа A – упругие и неупругие столкновения вторичных p -мезонов и нуклонов с нуклонами ядра-мишени;
- группа B – упругие и неупругие столкновения вторичных пионов и нуклонов с падающими нуклонами;
- группа C – упругие и неупругие столкновения налетающих нуклонов с нуклонами ядра-мишени.

Столкновения из среды C переходят в области перекрытия A и B , тогда как взаимодействия вторичных частиц с внутриядерными нуклонами могут происходить и после того как ядра разделены и продолжаются до тех пор, пока эти частицы не выйдут из соответствующего ядра или поглотятся им, если их энергия оказывается меньшей определенной «энергии обрезания» ($T_{обр}$) [9, 10]. Величина $T_{обр}$ является параметром модели, зависит от типа частицы и от заряда ядра и представляет собой минимальную энергию, с которой быстрая частица может вылететь из ядра [9,10]. Считается, что если кинетическая энергия частицы, находящейся в потенциальной яме, удовлетворяет условию

$$T^f < T < T^f + Q + T_{обр}, \quad (5)$$

где T^f – энергия Ферми, то частица поглощается ядром и ее дальнейшее движение не прослеживается.

В процессе моделирования каскадного процесса для протонов (вне ядра) с энергией, меньшей кулоновского потенциала протонов V_p , необходимо учесть эффект прохождения через кулоновский барьер. Учет подбарьерного эффекта позволяет описать плавную зависимость неравновесной части протонного спектра от энергии вылетающего протона. В предравновесной экситонной модели аналогичная зависимость расчетного спектра от энергии получается при вычислении сечения обратной реакции для протонов по оптической модели, описывающей поглощение и рассеяние протонов в реалистической потенциальной яме.

Взаимодействием вторичных частиц между собой в данной модели в процессе развития каскада пренебрегается.

Налетающее ядро-снаряд «распаковывается» на A составляющих его нуклонов с учетом того, что они находятся в связанном состоянии. Это делается путем введения эффективной массы связанного нуклона $M'c^2 = Mc^2 - \epsilon$, где M – масса свободного нуклона, ϵ – средняя энергия связи в ядре, и эффективной кинетической энергии нуклона в ядре $T' = T - \epsilon$, где T – кинетическая энергия нуклона в ядре, c – скорость света. Розыгрыш эффективной кинетической энергии T'_i нуклона налетающего ядра с эффективной массой M' выполняется в системе центра масс налетающего ядра с учетом

$\sum_{i=1}^A T'_i = \epsilon A$. Значение T'_i выбирается из распределения Фер-

ми с учетом выполнения закона сохранения энергии и импульса для нуклонов налетающего ядра в связанной с ним системе координат и при условии, что эти нуклоны имеют массу M' . Далее, переходя в лабораторную систему отсчета и возвращаясь к массе M , сохранив полную энергию частицы, можно точно выполнить закон сохранения энергии, что позволяет правильно вычислить энергию возбуждения ядра-мишени. Кинетическая энергия относительного движения сталкивающихся частиц рассчитывается с учетом того, что столкновение происходит в усредненном поле, создаваемом отдельными нуклонами ядра. Последнее достигается путем изменения полной энергии частицы на величину потенциала ядра $V(r)$ в системе, связанной с этим ядром.

Предполагается, что нуклоны ядра-мишени в лабораторной системе могут быть описаны как независимые частицы, характеризующиеся 4-мерным вектором пространства-времени (\vec{r}, t) и 4-мерным вектором импульса-энергии (\vec{p}, E) с эффективной массой

$$m_{\text{эфф}} c^2 = \sqrt{E^2 - p^2 \cdot c^2} = m \cdot c^2 + V(r). \quad (6)$$

Влияние ядерного потенциала на частицу, вошедшую в ядро, учитывается в приближении внезапного возмущения путем увеличения ее энергии на $V(r)$.

Введение приближения независимых частиц с эффективными массами позволяет последовательно использовать релятивистскую кинематику, приняв во внимание, в частности, эффект релятивистского сжатия ядер, и симметризовать задачу по отношению к сталкивающимся ядрам.

Диффузность ядерной плотности и потенциала ядра учитывается путем ввода радиальной зависимости граничной энергии Ферми, определяемой локальной плотностью нуклонов с помощью формул для вырожденного ферми-газа.

Динамика взаимодействия во времени прослеживается с помощью метода Монте-Карло, что позволяет учесть интерференцию отдельных ветвей каскада реакции.

Вероятность любого двухчастичного столкновения определяется сечением нуклон-нуклонного или пион-нуклонного взаимодействия $\sigma_t(T)$ [9] и числом нуклонов в ядре, центры которых находятся внутри цилиндра с радиусом $r_{int} = r_0 + \lambda$ ($r_0 = 1,3 \cdot 10^{-13}$ см, λ – дебройлевская длина волны прослеживаемой частицы) и осью, направленной вдоль вектора скорости частицы (а также принципом Паули).

При этом вероятность распада точно на k -м нуклоне, пройдя без взаимодействия $/k-1/$ нуклон, определяется распределением

$$\omega_k = \prod_{i=1}^k (1 - q_i) q_k, \quad (7)$$

где парциальные вероятности q_i ($i=1, 2, \dots$) выражаются через сечения взаимодействия с i -м нуклоном σ_i :

$$q_i = \frac{\sigma_i}{\pi(r_0 + \lambda)^2}. \quad (8)$$

Эволюция взаимодействующей системы рассматривается следующим образом.

В фиксированный момент времени t разыгрываются все возможные соударения (т.е. для каждой из трех групп столкновений определяются партнеры взаимодействия), среди которых выбирается то, которое реализуется раньше остальных, т.е. $\Delta t = \min\{t_i\}$, и система (положение ядра-снаряда и вторичных частиц) сдвигается к новому моменту $t \rightarrow t + \Delta t$. Для выбранного таким образом двухчастичного столкновения разыгрываются характеристики реакции и для нуклонов проверяется выполнение принципа Паули.

Нуклон ядра, с которым произошло взаимодействие, в дальнейшем уже рассматривается как каскадная частица, а не составляющая ядерной системы; это вызывается локальным изменением ядерной плотности при соударении двух ядер (так называемый «эффект траления»).

Если произошло взаимодействие каскадной частицы с нуклоном-партнером, а последний входил еще и в другие цилиндры и, следовательно, был потенциальным партнером для столкновений с другими каскадными частицами, то для этих каскадных частиц партнеры взаимодействия в момент $t+\Delta t$ разыгрываются заново.

Вычисление каскадной стадии заканчивается, когда все каскадные частицы вышли из ядра или поглотились им.

Частицы внутри ядра прослеживаются вплоть до минимальной кинетической энергии $V(r)+T_{\text{обр}}$. Считается, что частицы с меньшей энергией поглощаются ядром, а с большей – вылетают из ядра.

Подсчет оставшихся в потенциальной яме нуклонов и их изотопического состава дает массовое и зарядовое числа остаточных возбуждений ядра.

Энергия возбуждения остаточного ядра определяется энергией поглощения частиц и дырок, образованных в результате внутриядерных столкновений, а импульс остаточного ядра находится из закона сохранения импульса, последовательно применяемого в ходе расчета внутриядерного каскада при каждом акте соударений частиц.

Угловой момент остаточного ядра находится из закона сохранения углового момента, также последовательно применяемого в ходе расчетов внутриядерных каскадов при каждом акте соударения частиц.

Испарение и деление

После окончания каскадной стадии реакции ядро переходит в равновесное состояние и снимает возбуждение путем испарения вторичных частиц.

Испарительная модель, основанная на статистическом подходе Вайскопфа и Ивинга [10], применяется для расчета сечений в сочетании с предравновесными моделями, поскольку рассматривает эмиссию частиц из возбужденного ядра. Для моделирования процесса испарения частиц из ядра необходимо рассчитать вероятности распада ядра из начального возбужденного состояния в состояние, следующее после вылета частицы. С учетом всех тонкостей данную вероятность рассчитать довольно сложно, поэтому для сокращения времени расчета используются приближенные подходы, основанные на принципе детального равновесия [3].

Тем не менее, в последние годы было создано несколько программ, использующих для описания процесса девозбуждения ядер более точную модель Хаузера и Фешбаха [11–17].

В программе CASCADEX наряду с «быстрым» расчетом равновесной стадии по приближенным моделям Вайскопфа и Ивинга предусмотрена возможность проведения более детального (но и вместе с тем более длительного) расчета процесса девозбуждения по модели Хаузера и Фешбаха. За основу был взят алгоритм реализации модели из программы TALYS [18], предназначенной для расчета ядерных реакций при энергиях ниже 200–250 МэВ.

Принцип работы программы CASCADEX заключается в следующем. Информация о возбужденных ядрах, образующихся после стадии внутриядерного каскада, накапливается после каждой истории взаимодействия первичной частицы с ядром-мишенью, при этом алгоритм расчета испарения частиц по приближенным моделям [10] отключен. Таким образом, после прослеживания всех историй первич-

ных частиц образуется «популяция» составных ядер, причем ее размеры и содержание зависят от «пороговой» энергии, ниже которой каскадная стадия считается завершенной. Эта энергия является параметром модели, и для всех расчетов, выполненных для данной статьи, была принята равной 200 МэВ, исходя из области применения TALYS, рекомендованной авторами программы [18].

Таким образом, информация о вероятности распределения возбужденных ядер по энергиям является исходной для работы подпрограммы, взятой из программы TALYS для расчета ветви, реализующей схему Хаузера и Фешбаха дальнейшего де-возбуждения составного ядра. На начальном этапе определяется распределение возбужденных ядер в каждом энергетическом интервале по спиновым числам путем свертки начального распределения по энергиям со спиновым распределением ферми-газа. Энергетический диапазон исходного распределения является эквидистантным, максимальная энергия и количество интервалов для популяции каждого рассматриваемого составного ядра определяются путем обработки входной информации после расчета внутриядерного каскада. Расчет состояния составных ядер проводится в порядке возрастания массового числа.

Начальное число историй, задаваемое для расчета внутриядерного каскада, определяет статистическую погрешность образования каждого составного ядра, давая информацию о точности конечных результатов после обработки всех составных ядер.

Процесс деления ниже «пороговой» энергии может быть рассчитан как с помощью моделей, заложенных в программу CASCADE, так и с помощью алгоритма, заимствованного из TALYS, в зависимости от выбора пользователя. Вероятность деления вычисляется с учетом подхода Бора и Уилера [19]. Распределения продуктов деления рассчитываются в подходе, описанном в [20]. Величины барьеров деления вычисляются согласно [21]. Массы ядер вычисляются на основе данных библиотеки RIPL-2 [22] и подхода, описанного в [23].

Расчет с использованием предложенного метода на основе объединения модели внутриядерного каскада со статистической моделью Хаузера и Фешбаха занимает гораздо больше время, чем расчеты по другим алгоритмам внутриядерного каскада и испарения. Следует подчеркнуть, что именно повышение точности за счет производительности являлось мотивацией для создания программы CASCADEX. Данная модель может найти применение как реперная модель для валидации других программ, построенных на основе более быстрых (но менее точных) алгоритмов.

ПРИМЕРЫ РАСЧЕТОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРЕДЛАГАЕМОЙ МОДЕЛИ

В иллюстративных целях проведено сравнение расчетных и экспериментальных данных по выходам продуктов в реакциях под действием протонов с энергиями от 0.8 до 1.2 ГэВ [24–27]. Для сравнения использовались также результаты расчетов остаточных ядер, полученные по программам SEM03 [2,28] и INCL4/ABLA [1,28], наиболее популярным в настоящее время. Полученные результаты выходов продуктов реакций умножались на одно и то же полное сечение неупругих взаимодействий протонов с ядрами для получения сечений образования ядер. Кривые массовых распределений остаточных ядер для различных ядер-мишеней и энергий первичных протонов приведены на рис. 1.

Как видно из рис. 1, сечения, рассчитанные по программе CASCADEX, лучше согласуются с экспериментальными данными, чем сечения, рассчитанные по другим программам. Однако имеется существенное расхождение в области продуктов

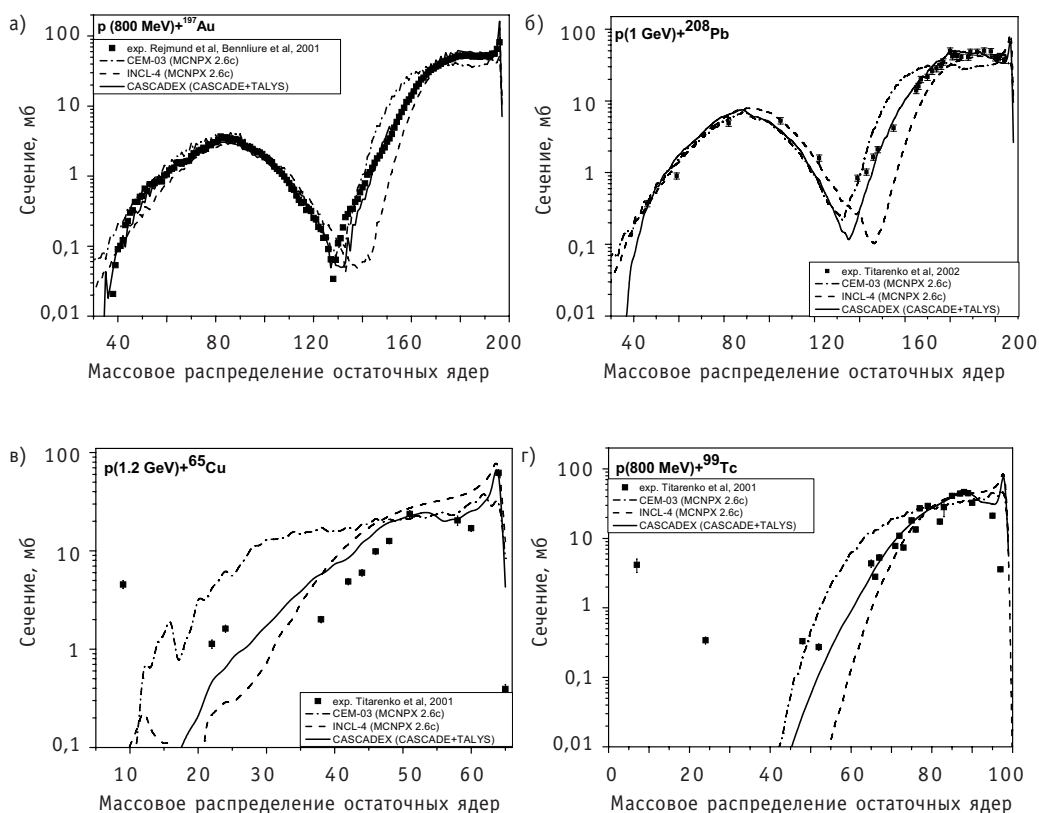


Рис. 1. Массовые распределения сечений накопления ядер – продуктов реакции: а) ^{197}Au , облучаемого протонами с энергией 800 МэВ; б) ^{208}Pb , облучаемого протонами с энергией 1 ГэВ; в) ^{65}Cu , облучаемого протонами с энергией 1.2 ГэВ; г) ^{99}Tc , облучаемого протонами с энергией 800 МэВ. Кривые, полученные по CASCADEX, обозначены непрерывными линиями, пунктирными и пунктирными с точкой линиями представлены расчеты по моделям CEM03 и INCL4/ABLA; экспериментальные данные взяты из [24–27]

глубокого расщепления. Особенно отчетливо это наблюдается для ядер-мишеней ^{65}Cu и ^{99}Tc , а также для легких фрагментов, образующихся при взаимодействии высокоэнергетических протонов с тяжелыми ядрами.

На рис. 2 показаны массовые распределения элементов Pt, Pb, Gd, и Yb. Для сравнения использовались два набора экспериментальных данных [24–27]: для реакций протонов с энергией 0.8 ГэВ на ^{197}Au и протонов с энергией 1 ГэВ на ^{208}Pb . Из рисунка видно, что расхождение с экспериментальными данными по сечениям образования продуктов реакций с массовыми числами, близкими к массовому числу ядра-мишени, невелико, и это характерно для всех трех моделей. Тем не менее, в этой области данные, рассчитанные по программе CASCADEX, находятся ближе к экспериментальным сечениям.

В области продуктов деления наилучшее согласие с экспериментальными значениями сечений наблюдается у INCL4/ABLA, а CASCADEX занимает промежуточную позицию.

Как уже отмечалось выше, наиболее проблематичной является область продуктов глубокого расщепления. Для тяжелых ядер, используемых в качестве нейтронообразующих мишеней в ускорительно-управляемых системах, эта область является важной, т.к. здесь находятся изотопы редкоземельных элементов, нестабильные по отношению к альфа-распаду. Именно они вносят доминирующий вклад

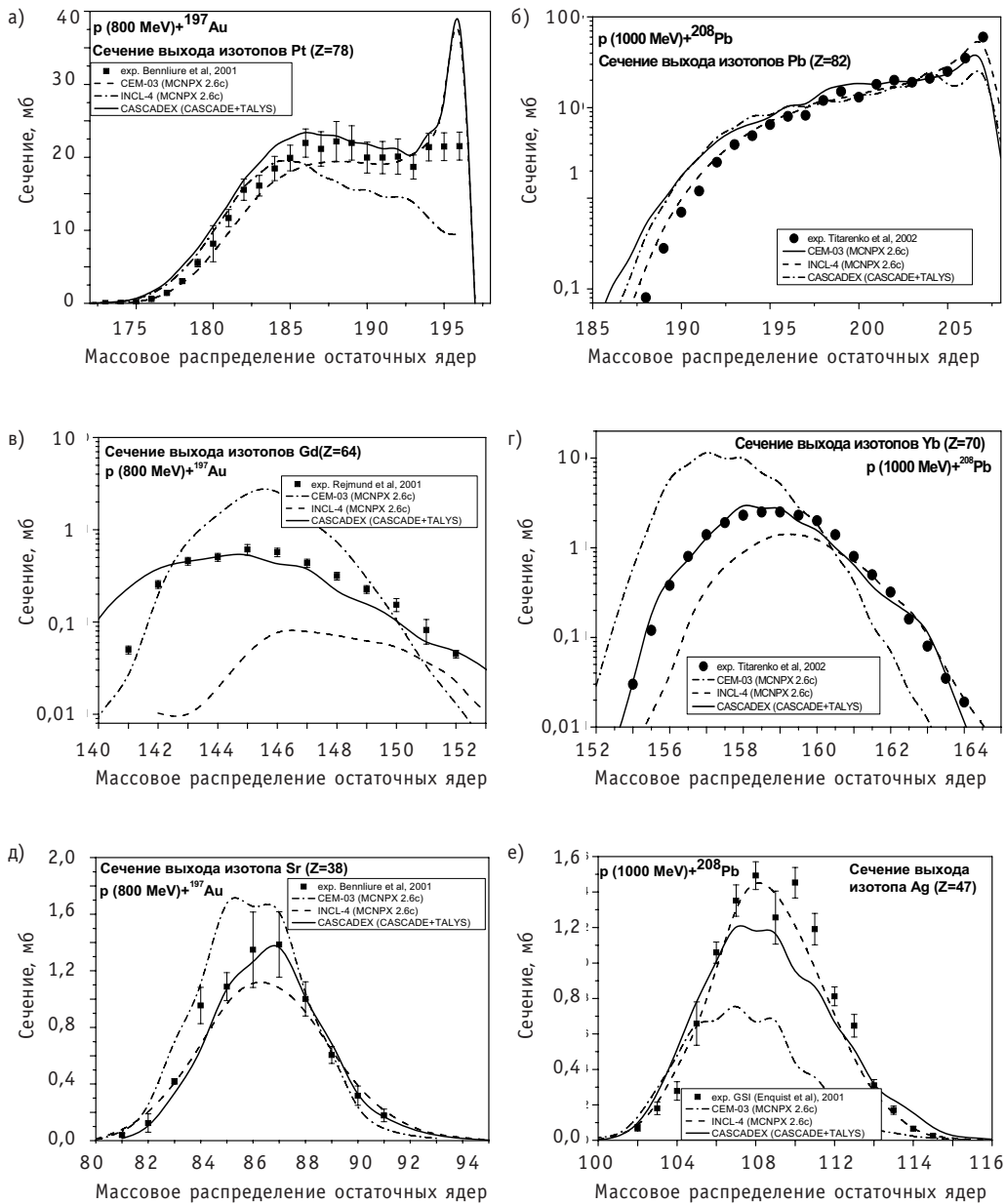


Рис. 2. Независимые выходы изотопов различных элементов, полученные для реакций, обозначенных на рис. 1а (левый столбец) и рис. 1б (правый столбец). Все обозначения те же, что и на рис. 1. Экспериментальные данные взяты из [26,28]

в радиотоксичность мишеней, как было показано в [29,30]. Качество моделирования выходов таких радионуклидов обсуждалось в [31]. Как следует из рис. 2в и 2г, использование программы CASCADEX позволяет получить гораздо более точные значения сечений в области редкоземельных элементов.

Расчеты функций возбуждения верифицировались на примере ${}^{\text{nat}}\text{Pb}$ и ${}^{209}\text{Bi}$. Раслав Pb-Bi является теплоносителем и в то же время мишенью в подкритических ускорительно-управляемых системах. Экспериментальные данные по функциям возбуждения были взяты из [32].

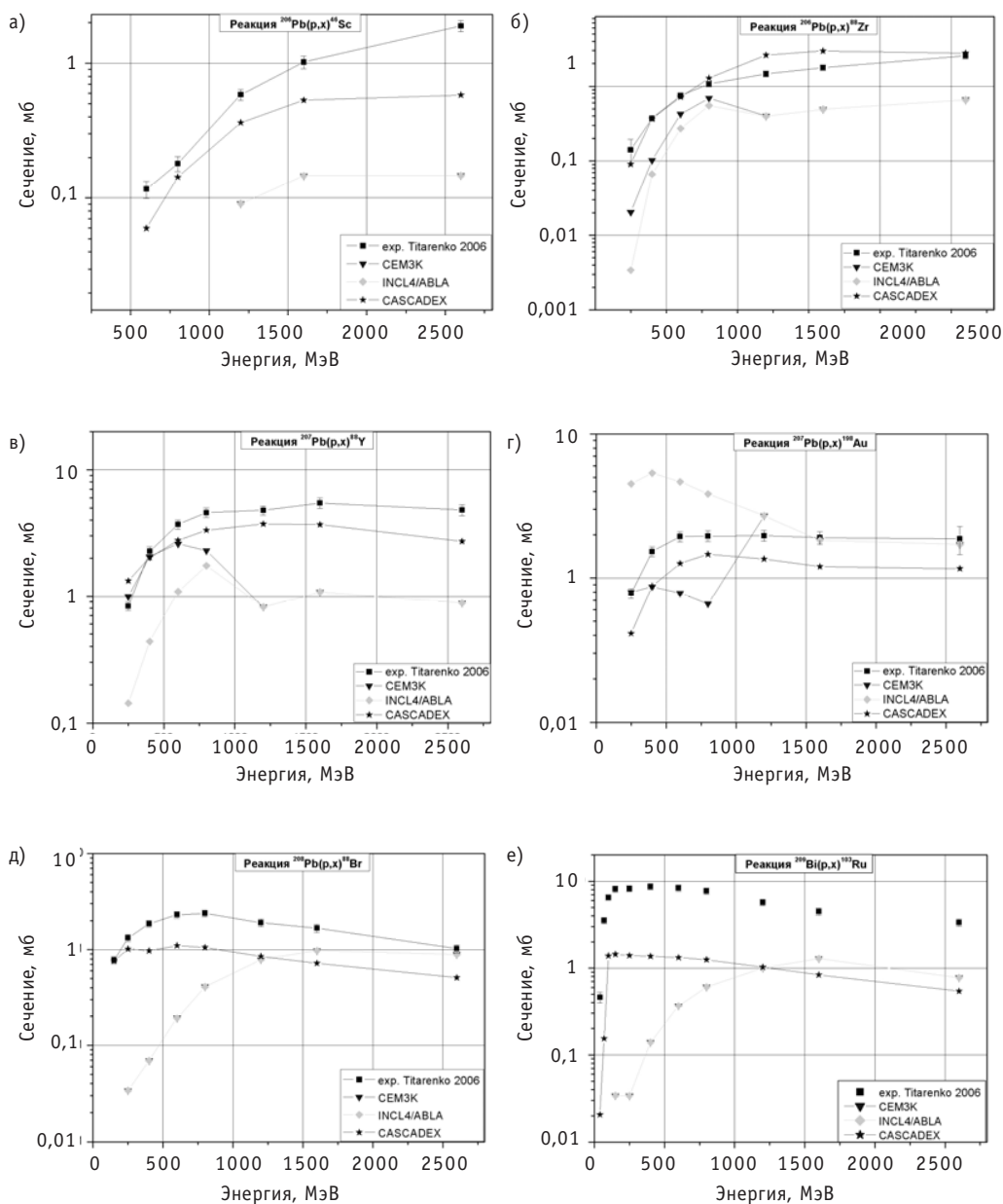


Рис. 3. Функции возбуждения реакций: а) $^{206}\text{Pb}(p,x)^{46}\text{Sc}$; б) $^{206}\text{Pb}(p,x)^{88}\text{Zr}$; в) $^{207}\text{Pb}(p,x)^{88}\text{Y}$; г) $^{207}\text{Pb}(p,x)^{198}\text{Au}$; д) $^{207}\text{Pb}(p,x)^{88}\text{Br}$ и е) $^{209}\text{Bi}(p,x)^{103}\text{Ru}$. Результаты, полученные по CASCADEX, обозначены звездочками; треугольниками и ромбами представлены расчеты по моделям CEM03 и INCL4/ABLA соответственно. Экспериментальные данные взяты из [32]

На рис.3 представлены расчеты функций возбуждения, проведенные по моделям CASCADEX, CEM03 и INCL4/ABLA. Как видно из графиков, CASCADEX воспроизводит энергетическую зависимость сечений реакций точнее, чем CEM03 и INCL4/ABLA, практически во всем энергетическом диапазоне применимости модели.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В данной статье описана программа CASCADEX, в которой соединены модель внутриядерного каскада и статистическая модель Хаузера и Фешбаха. Рассчитан-

ные значения сечений образования ядер, полученные с помощью программы CASCADEX, находятся ближе к экспериментальным сечениям, нежели расчетные данные, полученные по программам SEMO3 и INCL4/ABLA. Тем не менее, для достижения более точных результатов необходимы большие временные затраты.

Полученные результаты дают все основания полагать, что программа CASCADEX позволит получить более точные значения сечений, функций возбуждения и энергетических спектров вторичных частиц в более широком диапазоне энергий и массовых чисел ядер-мишеней, чем программы SEMO3 и INCL4/ABLA.

БЛАГОДАРНОСТИ

Авторы выражают благодарность автору программы TALYS А.Кёнингу за ценные замечания и советы по интеграции статистической модели девозбуждения в программе CASCADEX.

Литература

1. Boudard A., Cugnon J., Leray S., Volant C. // Phys. Rev. C66 (2002) 044615
2. Mashnik S. G., Gudima K. K., Baznat M. I. // J. Phys.: Conf. Ser. 41 (2006) 340.
3. Барашенков В.С., Тонеев В.Д. Взаимодействие высокоэнергетических частиц и атомных ядер с ядрами. – М.: Атомиздат, 1972.
4. Барашенков В.С., Конобеев А.Ю., Коровин Ю.А., Соснин В.Н. // Атомная энергия. 1999. – № 87, 283.
5. Barashenkov V.S, et al. // Nucl. Phys. A338 (1980) 413-420.
6. Barashenkov V.S. // Comp. Phys. Comm. 126 (2000) 28-31.
7. Barashenkov V.S. et al. // Nucl. Phys. A231 (1974) 462-476.
8. Мусульманбеков Ж.Ж., Жереги Ф.Г. – Отчет ОИЯИ, 1984.
9. Барашенков В.С., Полянски А. Электронный справочник сечений Препринт ОИЯИ Е2-94-417. – Дубна, 1994.
10. Weisskopf V.F., Ewing D.H. // Phys. Rev. 57 (1940) 472.
11. Hauser W. and Feshbach H. // Phys. Rev. 87 (1952) 366.
12. Fu C.Y., Guimaraes F.B. and L.C. Leal // Nucl. Sci. Eng. 143 (2003) 164-176.
13. Yavshits S., Ippolitov V., Goverdovskii A. and Grudzevitch O. // Proc. Int. Conf. on Nuclear data for Science and Technology (ND2001) (Tsukuba, Japan, Oct. 7-12, 2001). – P.104.
14. Yavshits S., Boykov G., Ippolitov V., Pakhomov S., Roschin A., Grudzevich O. Report INDC(CCP)-430, 2001, p.83; translated from Journal Yadernye Konstanty (Nuclear Constants), Iss. No 1, 2000.
15. Yavshits S., Grudzevich O. // Proc. Int. Conf. Nuclear Data for Science and Technology, Santa Fe, 2004, p.1221.
16. Le Gentil E. et al. // Phys. Rev. Lett. 100 (2008) 022701.
17. Quednau B.M. et al. // Nucl. Phys. A606 (1996) 538-558.
18. Koning A.J., Hilaire S., Duijvestijn M.C. // Proc. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology (ND2004), Santa Fe, USA, 1154 (2004) / ed. Haight R.C., Chadwick M.B., Kawano T. – AIP vol. 769, (2005).
19. Koning A.J., Hilaire S., Duijvestijn M.C. TALYS-1.0 USER MANUAL, (2007)
20. Bohr N., Wheeler J.A. // Phys. Rev. 56 (1939) 426.
21. Konobeyev A. Yu., Korovin Yu. A., Vecchi M. // Kerntechnik 64 (1999) 216.
22. Sierk A.J. // Phys. Rev. C 33 (1986) 2039.
23. RIPL-2, -TECDOC-1506, IAEA, Vienna, 2006.
24. Duflo J. and Zuker A.P. // Phys. Rev. C52 (1995) R23-R27.
25. Titarenko Yu.E. et al. ISTC-839 Final technical report (2001).
26. Titarenko Yu.E., et al. // Phys. Rev. C 65 (2002) 064610.
27. Bennliure J., et al. // Nucl. Phys. A 683 (2001) 513-519.

28. *Rejmund F., et al.*//Nucl. Phys. A 683 (2001) 540-565.
29. *Pelowitz D.B., ed.* MCNPX User's Manual, Version 2.5.0 LA-CP-05-0369 (2005).
30. *Artisyuk V., et al.*//Prog.Nucl. En. 40 (2002) 637.
31. *Kelley K. C., Hertel N. E., Pitcher E. J., Devlin M., and Mashnik S. G.* ^{148}Gd Production Cross Section Measurements for 600- and 800-MeV Protons on Tantalum, Tangsten, and Gold//Nucl. Phys. A760 (2005) 225-233.
32. *Saito M., Stankovsky A., Artisyuk V., Korovin Yu., Shmelev A. and Titarenko Yu.*//Nucl. Sci. Eng. 142 (2002) 22.
33. *Titarenko Yu.E. et al.* ISTC-2002 Final technical report (2005) <http://www.nea.fr/html/science/egsaatif/ISTC2002-final-report.pdf>.

Поступила в редакцию 1.09.2008

МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО РЕАКТОРА PHEBUS

А.А. Брызгалов*, **А.А. Наталенко***, **Ф. Де Роза****, **С. Тирини****,
Н. Вукелату**

**Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,*

***Italian National Agency for New Technology, Energy and the Environment*



С помощью программного комплекса ASTEC v1.3rev2 была смоделирована тяжелая авария с расплавлением активной зоны, реализованная в интегральном тесте PHEBUS FPT1. Рассмотрены случаи полного последовательного моделирования тяжелой аварии с расплавлением активной зоны и автономного использования модуля CPA, предназначенного для расчета теплогидравлических параметров непосредственно в защитной оболочке на основе экспериментальных данных. Произведен анализ чувствительности основных теплогидравлических параметров к входным значениям потоков пара и водорода в пределах неопределенностей экспериментальных данных. Изучено влияние различных вариантов построения геометрической модели защитной оболочки на рассчитываемые величины. Найдены общие закономерности поведения основных теплогидравлических величин и указаны вероятные причины расхождений в предсказаниях программы и результатах эксперимента.

ВВЕДЕНИЕ

После известных аварий в Три Майл Айленд и Чернобыле со стороны общественности повышенное внимание уделяется безопасности АЭС. Безусловно, проводимые эксперименты и разработка программных комплексов позволяют достичь более высокого уровня развития в этом направлении. В данной работе была проведена верификация программного комплекса ASTEC [1] на основе эксперимента PHEBUS FPT1 [2], а именно, проверялась точность воспроизведения теплогидравлических процессов в контайнменте реактора PHEBUS.

Моделирование тяжелых аварий легководных реакторов является одной из задач программного комплекса ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code), разрабатываемого Институтом радиационной защиты и ядерной безопасности (French Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety (IRSN), Франция, совместно с Обществом по безопасности ядерных установок и реакторов (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)), Германия. ASTEC – это модульная система, каждый модуль которой ответственен за описание особых физических (а иногда и химических) процессов в конкретных частях реактора. В данной работе особое

© А.А. Брызгалов, А.А. Наталенко, Ф. Де Роза, С. Тирини, Н. Вукелату, 2008

внимание уделено теплогидравлике в контейнменте. Естественно, не всегда имеет смысл использовать весь комплекс, иногда удобно пользоваться отдельным модулем. ASTEC предлагает такую возможность.

Последней версией на текущий момент является версия ASTEC V1.3rev2, выпущенная в декабре 2007 г., однако программу продолжают усовершенствовать.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ РЕАКТОР PHEBUS

Верификация программного комплекса ASTEC проводилась на основе экспериментальных данных интегрального теста PHEBUS FTP1. PHEBUS представляет собой реактор петлевого типа с тепловой мощностью 20 МВт. Активная зона загружается слабообогащенным урановым топливом, в качестве замедлителя и теплоносителя используется вода. Экспериментальный стенд моделирует реактор с водой под давлением тепловой мощностью 900 МВт в масштабе 1/5000. FTP1 (Fission product test) моделирует тяжелую аварию с расплавлением активной зоны. Основное назначение этого эксперимента – изучение накопления и поведения продуктов деления и других материалов, выделяющихся в процессе разрушения активной зоны [3]. Контейнмент реактора PHEBUS представляет собой стальной цилиндр объемом 10 кубических метров. Основание цилиндра является полусферическим и в центре имеет отверстие диаметром 600 мм для стока конденсата в водосборник. В верхней части располагаются 3 конденсатора. Каждый состоит из сухой части (температура 120°C) и влажной (температура 90°C).

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ

Для объединенных расчетов использовался базовый input-файл (W. Plumescocq IRSN/DRS/SEMAR/LEPF (2002)), распространяемый совместно с кодом ASTEC. Данные, используемые в отдельных вычислениях CPA-модуля (температура, давление, массовые потоки пара и водорода), были взяты из эксперимента. Кроме того, использовалось стандартное описание геометрии с пятью контролируемыми объемами: водосборник, цилиндрическая часть контейнмента, сухой конденсатор, влажный конденсатор и особая промежуточная зона между водосборником и контейнментом. Каждая зона содержит одну тепловую конструкцию (стенку). Все стенки имеют прямоугольную геометрию (рис. 1).

Входные экспериментальные данные сравнивались с обобщенным расчетом ASTEC (модуль CESAR). Разница для массовых потоков водорода и пара достигает 19 и 34% соответственно. Кроме того, как известно из эксперимента, существует неопределенность для этих величин в пределах 14%. Таким образом, мы имеем заниженную, среднюю и завышенную оценки для этих входных параметров. Анализ чувствительности выявил сильное влияние на итоговые данные выбора конкретной оценки.

Данные для входных потоков продуктов деления и других материалов оценивались на основе обобщения экспериментальных значений. В FPT1-эксперименте использовались два метода детектирования элементов: РТА – post test approach и CECILE – γ -спектрометрия. Данные брались в холодной нитке контура. Итак, материалы, принятые во внимание:

- продукты деления Sb, Te, Ru, Ba, I (CECILE γ -спектрометрия), Cs, Mo, Tc, Rb (РТА);
- материалы стержней управления, сборки, тепловыделяющие и конструкционные материалы U, Ag, Id, Cd, Sn, Re (РТА);
- инертные газы Xe, Kr (CECILE γ -спектрометрия).

Все эти элементы за исключением благородных газов рассматривались в аэрозольной форме. Моделировался один аэрозольный компонент со специфическими свойствами:

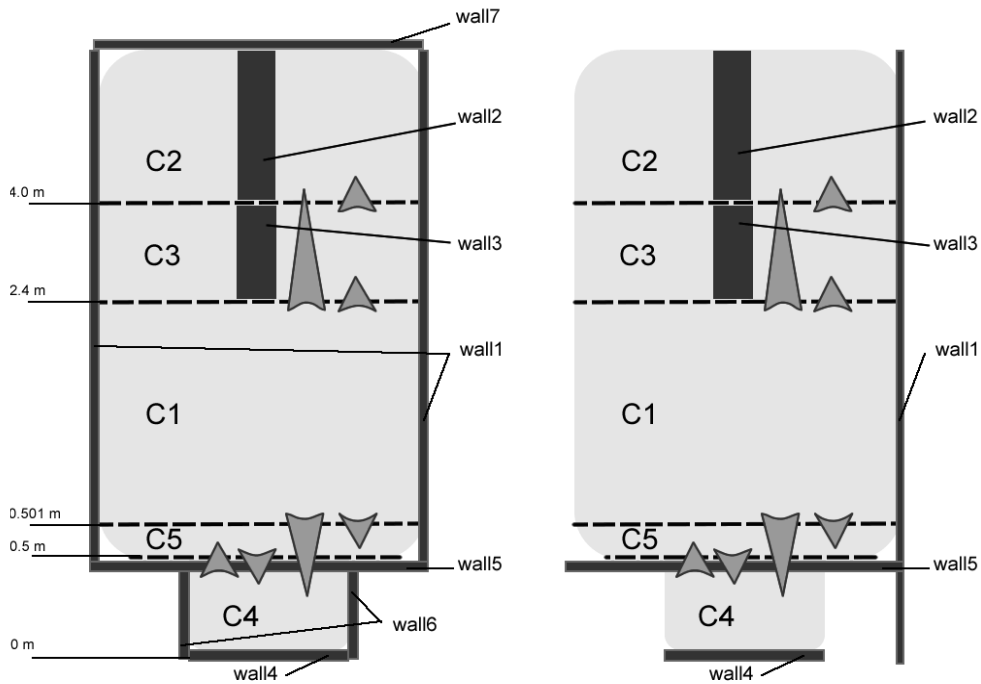


Рис. 1. Сравнение двух вариантов описания геометрии контейнента (слева – «сложный вариант», справа – «простой»: C1 – основная часть контейнента, C2 – влажный конденсатор, C3 – сухой конденсатор, C4 – водосборник, C5 – вспомогательная зона. Показаны абсолютные высоты границ между зонами, схема связей (серые треугольники) и тепловые конструкции (wall1, wall2 и так далее)

- молекулярный вес аэрозольного компонента 168 кг/кмоль;
- фактор Вант Гоффа 1.9;
- скорость осаждения аэрозоля 10^{-3} м/с;
- исходное распределения аэрозоля – логнормальное;
- среднее отклонение 1.9;
- отношение средней массы к медианному диаметру 2.79 мкм.

Входной массовый поток аэрозоля вычислялся как сумма полученных из эксперимента массовых потоков продуктов деления и материалов (табл. 1), за исключением инертных газов.

Таблица 1

Входной массовый поток аэрозоля

Время, с	Скорость массового потока, кг/с
11190	0.0000E-00
11200	1.5815E-05
13960	8.1870E-06
16800	5.3888E-05
17094	2.2062E-05
17100	0.0000E-00

ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

Давление

Сравнение экспериментальных данных с обобщенными расчетами выявило существенное расхождение после 4000 с (рис. 2). В период от 4000 до 10000 с эта разница составляла около 2% в среднем, затем от 10000 до 18000 с – 3,5%. Для моментов времени от 11000 до 15000 с найдена максимальная разница в 4% или в 0.01 МПа. Результаты отдельного расчета модулем CPA со средними входными потоками пара и водорода примерно на 2% хуже по сравнению с результатами обобщенного расчета (с 13000 по 18000 с). Соответственно, при рассмотрении заниженных и завышенных входных потоков пара и водорода была выявлена разница в 3–4% по отношению к среднему потоку в пределах 12000 и 18000 с. Естественно, что лучшим является случай заниженного входного потока пара и водо-

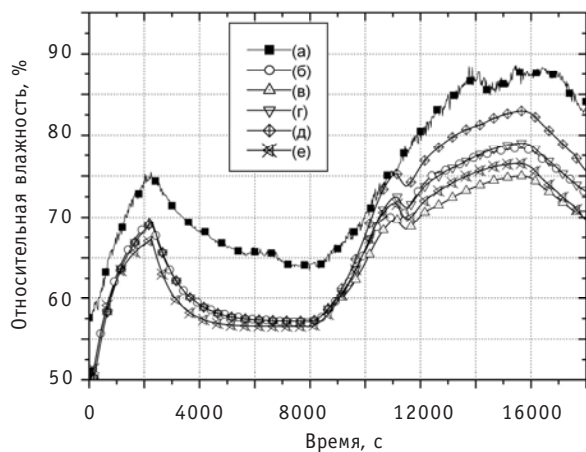
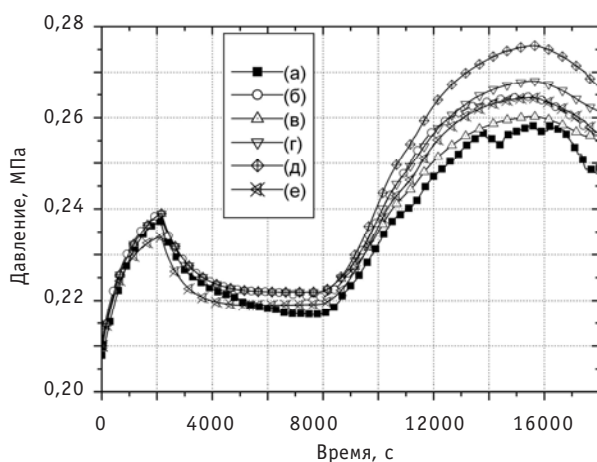


Рис. 2. Давление газовой смеси в контайнменте как функция времени (слева) и средняя относительная влажность в контайнменте как функция времени (справа).
 Легенда: (а) – эксперимент FTP1; (б) – ASTEC V1.3rev2, объединенный расчет; (в) – ASTEC V1.3rev2, CPA, заниженные потоки пара и водорода; (г) – ASTEC V1.3rev2, CPA, средние потоки пара и водорода; (д) – ASTEC V1.3rev2, CPA, завышенные потоки пара и водорода; (е) – ASTEC V1.3rev2, CPA, измененная геометрия

рода. Средняя ошибка для давления не превышает 1,5% по сравнению с экспериментом. Но дальше будет показано, что этот вариант входных данных не является оптимальным для других теплогидравлических величин, таких как относительная влажность или скорость конденсации.

Относительная влажность

Результаты обобщенных расчетов и CPA-расчетов (для средних входных потоков) в целом схожи (рис. 2). В обоих случаях мы имеем заниженную оценку относительной влажности в течение всего времени. Эти результаты на 5–13% отличаются от экспериментальных значений. Данные, полученные для заниженного и завышенного входных потоков пара и водорода на 3–5% отличаются от результатов для среднего потока в пределах 12000–18000 с. В частности, если используется завышенный входной массовый поток для пара и водорода, мы имеем наилучшие результаты – полностью противоположная картина той, что была для давления. В период времени до 9000 с относительная влажность не зависит от выбора потока. Также отметим, что относительная

влажность – это величина, наименее точно воспроизводимая ASTEC V1.3rev2 по отношению к эксперименту.

Температура

Максимальная разница составляет всего лишь 0,2 К для периода 8500–18000 с при различных входных потоках (рис. 3). До 8500 с температура не зависит от входных потоков пара и водорода. Сравнение обобщенных вычислений и отдельных модулем CPA (со средними потоками) приводит к похожим выводам: заметное отличие появляется после 8500 с и не превышает 0,2 К. Мы имеем разницу в 1 К во время периода калибровки при сравнении с результатами эксперимента FPT1. В последующее время данные теста имеют осцилляции шириной в 0,7 К и разницу между экспериментом FPT1 и результатами вычислений ASTEC только 0,3–0,5 К. Наилучшие результаты в период после 8000 с были получены для завышенного входного потока. Следует отметить, что температурная зависимость гораздо лучше описывается кодом ASTEC, чем, например, давление или относительная влажность. Ошибка не превышает 0,1%.

Скорость конденсации

Отметим, что для экспериментальной кривой есть некоторые осцилляции скорости конденсации в пределах 0,2 г/с (рис. 3). Принимая во внимание это обстоятельство, можно заключить, что экспериментальные данные и результаты обобщенного расчета ASTEC совпадают. Если сравнивать обобщенный расчет с вычислениями отдельно CPA-модуля, то результаты близки за исключением временного интервала от 10500–11500 с. В этой области CPA-расчет делает переоценку в 0,2 г (для среднего входного потока). Случаи заниженного и завышенного входных потоков дают переоценку и недооценку эксперимента соответственно (9000–18000 с). Разница в пределах 0,27 г/с. И наконец, мы отмечаем, что среди всех теплогидравлических величин скорость конденсации описывается наилучшим образом.

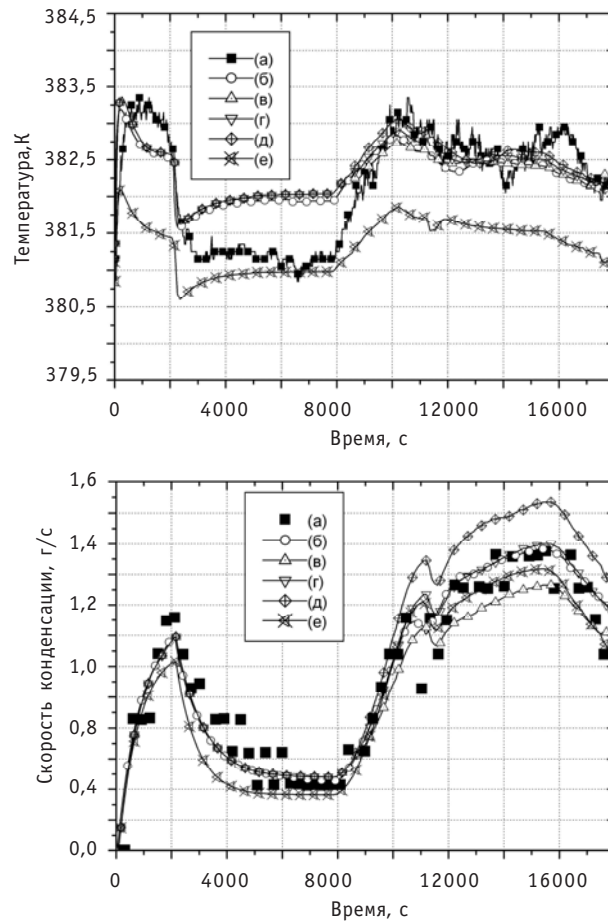


Рис. 3. Средняя температура газовой смеси в контейнменте как функция времени (слева) и скорость конденсации пара на конденсаторах как функция времени (справа). Легенда: (а) – эксперимент FPT1; (б) – ASTEC V1.3rev2, объединенный расчет; (в) – ASTEC V1.3rev2, CPA, заниженные потоки пара и водорода; (г) – ASTEC V1.3rev2, CPA, средние потоки пара и водорода; (д) – ASTEC V1.3rev2, CPA, завышенные потоки пара и водорода; (е) – ASTEC V1.3rev2, CPA, измененная геометрия

Общие замечания относительно влияния неопределенностей во входных значениях потоков водорода и пара на неопределенности в основных теплогидравлических характеристиках представлены в табл. 2.

Таблица 2

Влияние неопределенностей во входных значениях потоков водорода и пара

Неопределенность в значениях входных потоков водорода и пара	Неопределенность (относительно оценки со средними значениями входных потоков водорода и пара) основных теплогидравлических величин			
	Давление	Относительная влажность	Температура	Скорость конденсации
14%	3 – 4%	3 – 5%	<<1%	10 – 14%

СРАВНЕНИЕ ПРОСТОГО И СЛОЖНОГО СЛУЧАЕВ ВЫБОРА ГЕОМЕТРИИ КОНТАЙНМЕНТА ПО ОТНОШЕНИЮ К ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИМ ПАРАМЕТРАМ

Данная часть посвящена построению нового геометрического описания для REP5 502 защитной оболочки для CPA-модуля ASTEC V1.3rev2. Целью являлось создание реалистичной модели, т.к. input-файл, распространяемый с кодом ASTEC, содержит наипростейшее описание геометрии. К примеру, все объекты «heat structures» или «стенки» являются в таком описании прямоугольными (для вертикальных структур, к примеру, пространство слева от стенки считается внутренним пространством исследуемого объекта, а пространство справа – окружающей средой). Существуют также и другие значительные упрощения. Поэтому данное сравнение базовой модели с более усложненным вариантом, несомненно, важно. Что и было сделано.

Выделим три основных объекта кода, которые затронули изменения по отношению к базовому случаю:

- соединения (Junctions);
- структура контрольных объемов (Zone structure);
- конструкции или «стенки» (Wall structure).

На рис. 1 представлена схема построения исследуемых моделей геометрии, включающая в себя данные объекты. Визуально рисунок отражает различие только в тепловых конструкциях (в простой схеме 5 стенок, в сложной – 7), однако далее будут показаны более детальные различия в схемах.

Для простоты мы будем использовать упрощенные названия: *простые* и *сложные* модели, случаи и так далее.

Моделирование связей

Схематичный вид связей (соединений) представлен на рис. 1.

В табл. 3 представлены два основных параметра, касающиеся связей:

- LEN – длина связи в метрах;
- SECT – площадь поперечного сечения в метрах.

Мы руководствовались следующей рекомендацией при определении данных параметров в сложной геометрии (исключая C4–C5- и C5–C4-соединения):

«В случае виртуального разделения на контрольные объемы в качестве поперечного сечения выбирается полная площадь взаимодействующей поверхности, а в качестве длины – расстояние между центрами зон...» [4, с. 32].

C4–C5- и C5–C4-соединения имеют идентичные параметры, используемые в про-

Таблица 3

LEN- и SECT-параметры

Соединение	Простая геометрия, LEN, м	Сложная геометрия, LEN, м	Простая геометрия, SECT, м ²	Сложная геометрия, SECT, м ²
C1–C2	0,5	2,4	1,0	2,36
C1–C3	0,5	0,8	1,0	1,18
C1–C4	0,5	1,5	1,0	0,27
C1–C5	0,5	0,0005	1,0	2,19
C2–C3	0,5	1,6	1,0	1,18
C4–C5	0,5	0,5	0,5	0,5
C5–C4	0,5	0,5	0,5	0,5

том случае. Оставшиеся элементы описания связей (*ZETB* и *ZETE*) также были сохранены.

Зоны (контрольные объемы)

Структура контрольных объемов может также быть выбрана различным образом. *SELE* – абсолютная высота нижней части контролируемого объема в метрах (рис. 2). Таким образом, этот параметр определяет разбиение по высоте контайнмента на зоны. Наибольший интерес представляет вариант удаления двух верхних узлов, при этом мы получаем так называемую 3-зонную модель. Вместо C2-, C3-контрольных объемов, содержащих конденсаторы, мы имеем одну зону C1, включающую в себя весь контайнмент. В то время как зоны C4 (водосборник) и C5 (дополнительный контрольный объем) остаются неизменными. Безусловно, такой вариант удаления нескольких узлов возможен только в случае виртуальных связей.

Проделанный анализ не показал существенной разницы в результатах для случая пяти и трех зон. Важен другой контекст, связанный с выходными данными. В частности, с точки зрения учета поведения аэрозоля (результаты такого расчета не приводятся в данной статье) 5-зонная модель более предпочтительна, поскольку мы имеем возможность контролировать все необходимые выходные значения, включая осаждение частиц на конденсаторе и стенках контайнмента. В 3-зонной модели получаем только суммарное значение этих параметров. Собственно, по этой причине мы использовали 5-зонную модель в своих расчетах, как это и было в базовом случае. Но мы еще раз подчеркиваем этот интересный результат: отсутствие существенной разницы между использованием 5 и 3 зон для конечного результата.

Также предлагается случай, где сохраняется лишь один контрольный объем, при этом не нужно использовать вообще никаких связей. Однако проблема, связанная с выходными данными, в этом случае также остается.

Стенки (тепловые структуры)

Усложненное моделирование корпуса защитной оболочки в наибольшей степени повлияло на результаты вычислений СРА-модуля. На рис. 1 непосредственно можно видеть схемы двух предлагаемых моделей, а более детальная информация содержится в табл. 4.

В случае простой геометрии *wall 1* (оболочка контайнмента) содержит стенку водосборника (рис. 1). Мы полагаем, что это очень грубое приближение, поскольку

Таблица 4

Тип симметрии стенок и параметр AREA

wall	Простая геометрия	Сложная геометрия	Простой случай, параметр AREA, м ²	Сложный случай, параметр AREA, м ²
1	Прямоугольная	Цилиндрическая	25,991	25,011
2	Прямоугольная	Цилиндрическая	0,268	0,268
3	Прямоугольная	Цилиндрическая	2,3497	2,252
4	Прямоугольная	Прямоугольная	1,184	1,105
5	Прямоугольная	Прямоугольная	2,2	2,2
6	...	Цилиндрическая	...	0,917
7	...	Прямоугольная	...	2,46

ку данные конструкции имеют различные температуры (110 и 90°C соответственно). Кроме того, в модели отсутствует «крышка» контейнента. В сложном варианте такие неточности устранены.

Перейдем к рассмотрению параметра AREA. AREA – площадь поверхности стенки (прямоугольного типа) в квадратных метрах. Для цилиндрической симметрии этот параметр не используется. Вместо AREA применяются RADI (внутренний радиус конструкции цилиндрического типа в метрах) и HEIG (высота цилиндрической конструкции в метрах). Таким образом, в табл. 3 для стенок цилиндрического типа представлены величины, аналогичные параметру AREA и вычисленные через RADI- и HEIG-параметры.

Еще одно замечание касается следующего аспекта. Площадь стенки wall 1 (случай простой геометрии) равна сумме площадей поверхностей стенок wall 1 и wall 6 (случай сложной геометрии). Это сделано для сохранения реальных значений площади боковой оболочки контейнента (около 25 м²), которые известны из описания эксперимента.

Итак, подведем итог: во-первых, две новые стенки были добавлены (wall 6 – боковая стенка водосборника и wall 7 – крышка контейнента) и соответственно боковая оболочка контейнента была уменьшена (wall 1); во-вторых, для конструкций walls 1,2,3,6 использовался цилиндрический тип геометрии. Оставшиеся параметры были выбраны схожими в обоих рассматриваемых случаях.

РЕЗУЛЬТАТЫ

Мы получили две модели, различные по содержанию. Есть еще одна деталь, о которой пока ничего не говорилось, – это входные потоки водорода и пара (параметры, передаваемые из предварительного расчета). Анализ чувствительности этих величин можно посмотреть в предыдущей части. В обоих случаях (простом и сложном) мы использовали такие входные потоки, которым соответствуют наилучшие выходные данные. Для варианта сложной геометрии – это завышенные входные потоки пара и водорода, а для варианта простой геометрии – усредненный поток.

Итоговая информация о моделях содержится в табл. 5.

На рис. 3,4 представлены результаты для теплогидравлических характеристик. Можно отметить, что с точки зрения баланса давление–влажность, несомненно, выгоднее применять случай простой геометрии.

Таблица 5

Используемые параметры в простой и сложной модели

Параметр	Простой случай	Сложный случай
Входной поток	Средний	Завышенный
Число зон	5	5
Число стенок	5	7
Доминирующая геометрия	Прямоугольная	Цилиндрическая
Общий объем всех зон	10 м ³	10 м ³
Соединения	Идентичные	Различные

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Теплогидравлические характеристики рассчитываются с большой точностью в контейнменте:

- небольшое завышение пикового значения общего давления;
- временная зависимость температуры хорошо воспроизводится после калибровочного периода; разница между вычисленным и измеренным значениями не превышает 1 К;
- величина относительной влажности недостаточно хорошо воспроизводится вычислениями;
- скорость конденсации предсказывается отлично.

Проведенный анализ чувствительности определил существенное влияние входных потоков пара и водорода на теплогидравлические характеристики. Но каких-либо существенных преимуществ использования того или иного варианта выявлено не было. Можно сказать, что полный расчет ASTEC дает наилучшие результаты для теплогидравлических характеристик FPT1-эксперимента.

Использование сложной геометрии предпочтительно для расчетов давления в контейнменте. Однако для других теплогидравлических характеристик результаты хуже либо близки к полученным для простого случая геометрии. Мы выделяем две основные входные геометрические характеристики, имеющие решающее значение: полный объем и площадь поверхности стенок. Обе являются фиксированными и варьированию не подлежат в рамках приводимого сравнения.

В заключение еще раз отметим, что ряд результатов, полученных как в [3], так и при проведении теплогидравлических расчетов, значительно расходятся с экспериментальными данными PHEBUS. Возникает необходимость сравнения результатов, полученных при помощи комплекса ASTEC, с результатами расчетов по другим программам, моделирующим последствия тяжелых аварий на АЭС, в частности речь идет о программах MELCOR [5], КУПОЛ-М [6,7] и КУПОЛ-А [8]. Такого рода расчеты являются одним из направлений дальнейшей работы авторов.

БЛАГОДАРНОСТИ

Авторы статьи выражают глубокую благодарность N. Girault (Н. Гиравольт), давшей ценные замечания и рекомендации при проведении расчетов.

Литература

1. Van Dorselaere J.P., et al. Evolution of the integral code ASTEC V1.3rev2 with respect to the V1.3rev0 version, ASTEC-V1/DOC/07-23, 2007.

2. *Von der Hardt P.* The Phebus-FP Project: Status Report 1989/90, CD-NA-12926, 1990.
3. *Брызгалов А.А. и др.* Использование программного комплекса ASTEC для моделирования поведения продуктов деления и других элементов, поступающих в систему охлаждения легководного реактора при тяжелой аварии // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2008. – № 4.
4. *Jacquemain, D., Bourdon S., et al.* PHEBUS FPT1 Final Report, IPSN/DRS/SEA/PEPF Report SEA1/00, IP/00/479, IPSN, 2000.
5. *Gauntt R.O., et al.* MELCOR Computer Code Manuals, SAND2001-0929, 2001.
6. *Зайцев А.А., Лукьянов А.А., Шаньгин Н.Н., Юрьев Ю.С.* Верификация кода КУПОЛ для расчета теплофизических процессов в контейменте АЭС с ВВЭР/Сб. трудов отраслевой конференции «Теплогидравлические коды для энергетических реакторов» (Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 29-31 мая 2001.).
7. *Ефанов А.Д., Лукьянов А.А., Шаньгин Н.Н., Зайцев А.А., Безлепкин В.В., Семашко С.Е.* Верификация кода КУПОЛ-М по данным Международных стандартных задач // Теплоэнергетика. – 2004. – Т. 51. – № 2.
8. *Годизов А.Г., Лукьянов А.А., Шаньгин Н.Н., Попова Т.В., Сутотницкая О.В.* Моделирование процессов выведения реакторных аэрозолей с использованием кода КУПОЛ/Сб. докладов IV Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (Польша, 23-26 мая 2005 г.).

Поступила в редакцию 30.06.2008

ПРОСТЫЕ ФОРМУЛЫ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ НАТРИЯ

А.А. Казанцев*, А.С. Кондратьев**

*ЭНИМЦ Моделирующие системы, г. Обнинск

**ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Как теплоноситель натрий широко используется в реакторах на быстрых нейтронах, но для его расчета с использованием кода OpenFOAM требуется более широкий набор формул по сравнению с опубликованными в справочной литературе [2]. Для кодов вычислительной гидродинамики (CFD-кодов), таких как OpenFOAM [1], с открытым исходным кодом и возможностью изменять исходный текст под любую прикладную задачу потребовалось найти или получить простые формулы для расчета теплофизических свойств натрия. Исходные данные для получения интерполяционных функций взяты из отечественных и зарубежных монографий [3–5]. Получен набор расчетных функций, описывающих необходимые для расчетных кодов термодинамические и теплофизические свойства натрия и его паров: динамическая вязкость, теплопроводность, поверхностное натяжение, температуропроводность, скрытая теплота парообразования, давление насыщения от температуры, плотность на линии насыщения, число Прандтля на линии насыщения.

В современных CFD-кодах с открытым исходным текстом, таких как OpenFOAM [1], опубликованных по лицензии GNU, имеются свойства воздуха, многих углеводородов, воды и других сред. Эти коды обслуживают интересы автомобильных и авиационных концернов, а также химической промышленности и других отраслей, но не содержат свойств жидких металлов. При этом имеется возможность «встать на плечи гигантов» и получить современный расчетный инструмент при минимальных затратах сил, т.к. юридическая и техническая оснащенность позволяет использовать его математические средства для нужд расчетов теплообменного оборудования ядерных реакторов на быстрых нейтронах. Изучение блока свойств показало, что необходимо иметь свойства не только для жидкой фазы, но и для паров металлов. Таких данных вследствие агрессивности паров металлов немного, и они существуют в более узком интервале, чем для воды: от тройной точки и до температур порядка 1500 К, что достаточно для практических нужд расчета оборудования реакторов на быстрых нейтронах.

В ядерной энергетике известны простые расчетные формулы [2] для натрия и других жидких металлов. Однако их перечень недостаточен для расчета с использованием кода OpenFOAM, в котором требуется более широкий набор свойств. Натрий по сравнению с водой имеет низкое давление паров. Фактически для рас-

© А.А. Казанцев, А.С. Кондратьев, 2008

чета необходимы свойства жидкого натрия и аргона как изолирующего его от кислородной атмосферы газа.

Общее обоснование теоретического вида формул для описания свойств жидких металлов приведено в монографии [3]. Исходные табличные данные для получения формул взяты из монографий [3–5]. Единицы физических величин приведены в системе СИ, в частности, все температуры выражены в градусах Кельвина.

Ниже приведены полученные авторами формулы, аппроксимирующие экспериментальные таблицы термодинамических свойств натрия, – динамической и кинематической вязкости, теплопроводности жидкого и газообразного натрия, удельной изобарной теплоемкости, температуропроводности, коэффициента поверхностного натяжения, скрытой теплоты парообразования, давления насыщения, плотности жидкости и пара на линии насыщения, числа Прандтля для жидкости на линии насыщения в зависимости от температуры насыщения. Для каждой из функций указаны литературный источник опытных данных и погрешности формул – среднее квадратичное отклонение и максимальное отклонение от приведенных табличных данных. Обозначения величин приняты в соответствии с международным стандартом, использованным в коде OpenFoam [1]. Диапазон применимости формул соответствует диапазону приведенных экспериментальных таблиц.

ДИНАМИЧЕСКАЯ ВЯЗКОСТЬ

Получена приближенная формула

$$\mu_L = \exp\left(\frac{6,62 \cdot 10^2}{T} - 3,55 \cdot 10^{-4} T - 8,93\right). \quad (1)$$

Среднеквадратичное отклонение равно $2,05 \cdot 10^{-7}$. Максимальное отклонение равно $-1,59 \cdot 10^{-6}$. Табличные данные взяты из [3]. Сравнение экспериментальных данных из табл. 1 с полученной формулой (1) представлено на рис. 1.

Таблица 1

Динамическая вязкость Na в зависимости от температуры на линии насыщения

T, K	μ_L Па·с × 10 ⁻⁴
373.15	6.866
477.15	4.506
589.15	3.328
700.15	2.654
811.15	2.253
922.15	1.964
1033.15	1.740
1144.15	1.579
1154.15	1.571
1255.15	1.451
1366.15	1.331
1477.15	1.232

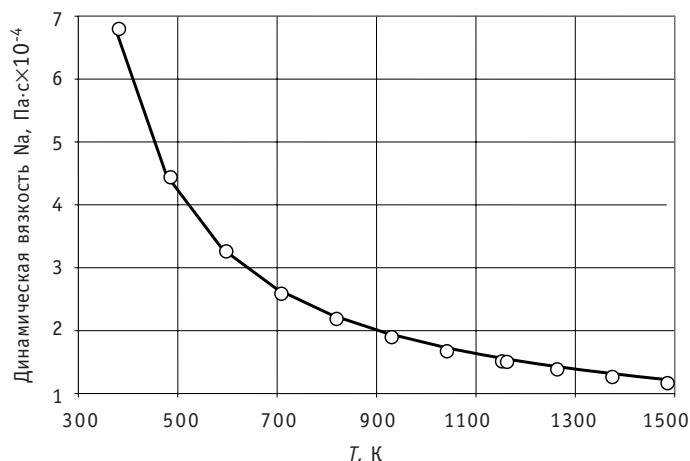


Рис. 1. Сравнение опытных данных по динамической вязкости с полученной приближенной формулой: ○ – опыт; — – формула

В книге [3] приведена формула Андраде для вязкости. Предлагаемая здесь формула обладает двумя преимуществами: описывает опытные данные в более широком интервале температур и исключает дополнительный расчет плотности жидкости, входящей как сомножитель в формулу Андраде.

ТЕПЛОПРОВОДНОСТЬ ЖИДКОГО НАТРИЯ

Получена приближенная формула

$$k_l = -56,759 \cdot \ln T - \frac{1,6072 \cdot 10^4}{T} + 465,05. \quad (2)$$

Среднеквадратичное отклонение равно $2,5473 \cdot 10^{-2}$. Максимальное отклонение равно $-0,1776$. Табличные

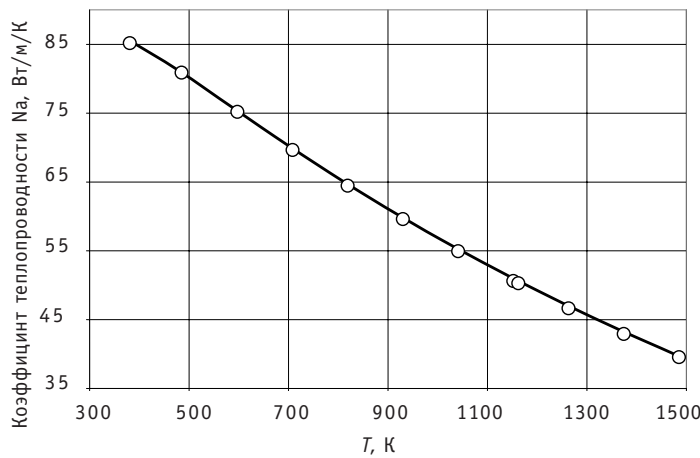


Рис. 2. Сравнение опытных данных по коэффициенту теплопроводности в жидкой фазе с полученной приближенной формулой: ○ – опыт; ——— – формула

Таблица 2
Коэффициент теплопроводности Na в зависимости от температуры на линии насыщения

T, К	k_v , Вт/м/К
373.15	85.75
477.15	81.46
589.15	75.76
700.15	70.22
811.15	65.03
922.15	60.18
1033.15	55.52
1144.15	51.19
1154.15	50.85
1255.15	47.22
1366.15	43.49
1477.15	40.13

Таблица 3

данные взяты из [3]. Сравнение экспериментальных данных из табл. 2 с полученной формулой (2) представлено на рис. 2.

Коэффициент теплопроводности Na в газовой фазе в зависимости от температуры

ТЕПЛОПРОВОДНОСТЬ ГАЗООБРАЗНОГО НАТРИЯ

Получена приближенная формула

$$k_v = 0,22374 \cdot T + 65,548. \quad (3)$$

Среднеквадратичное отклонение равно $7,77 \cdot 10^{-2}$. Максимальное отклонение равно $-0,457$. Табличные данные взяты из [2]. Графиком функции является простая линейная зависимость.

T, К	k_v , Вт/м/К
700	222
800	245
900	267
1000	289
1100	312
1200	334
1250	345
1300	356
1350	368
1400	379
1450	390
1500	401

ТЕПЛОЕМКОСТЬ

Получена приближенная формула

$$a_l = 4,5811 \cdot 10^{-4} \cdot T^2 - 0,82651 \cdot T + 1,627 \cdot 10^3. \quad (4)$$

Среднеквадратичное отклонение равно $0,1018$. Максимальное отклонение равно $-0,530$. Табличные данные взяты из [3]. Сравнение экспериментальных данных из табл. 4 с полученной формулой (4) представлено на рис. 3.

Таблица 4

Удельная изобарная теплоемкость Na в зависимости от температуры

T, K	$C_{p,l}$ Дж/(кг·К)
373.15	1383
477.15	1337
589.15	1300
700.15	1273
811.15	1258
922.15	1255
1033.15	1262
1144.15	1282
1154.15	1284
1255.15	1312
1366.15	1353
1477.15	1406

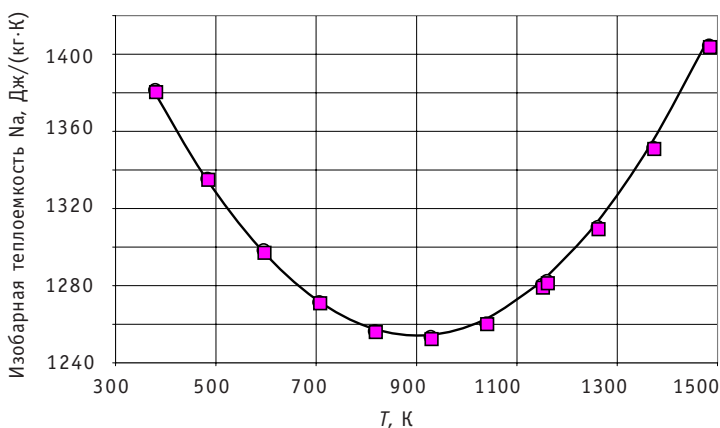


Рис. 3. Сравнение опытных данных по удельной изобарной теплоемкости натрия с полученной приближенной формулой:
○ — опыт; ■ — формула

ПОВЕРХНОСТНОЕ НАТЯЖЕНИЕ

Получена приближенная формула

$$\sigma = 0,23429 - 1,0037 \cdot 10^{-4} \cdot T. \quad (5)$$

Среднеквадратичное отклонение равно $9,319 \cdot 10^{-5}$. Максимальное отклонение равно $5,50 \cdot 10^{-4}$. Табличные данные взяты из [3]. Графиком функции является простая линейная зависимость.

ТЕМПЕРАТУРОПРОВОДНОСТЬ

Получена приближенная формула

$$a_l = 1 / (7,751 \cdot 10^{-3} \cdot T^2 - 6,985 \cdot T + 1,646 \cdot 10^4). \quad (6)$$

Среднеквадратичное отклонение равно $4,15 \cdot 10^{-8}$. Максимальное отклонение равно $-2,495 \cdot 10^{-7}$. Табличные данные взяты из [3]. Сравнение экспериментальных данных из табл. 6 с полученной формулой (6) представлено на рис. 4.

СКРЫТАЯ ТЕПЛОТА ПАРООБРАЗОВАНИЯ

Получена приближенная формула

$$\lambda = -\frac{127,29 \cdot 10^6}{T} - 1,0837 \cdot 10^3 \cdot T + 5,2394 \cdot 10^6. \quad (7)$$

Среднеквадратичное отклонение равно 756,39. Максимальное отклонение — $4,494 \cdot 10^{-3}$. Табличные данные взяты из [3]. Сравнение экспериментальных данных из табл. 7 с полученной формулой (7) представлено на рис. 5.

ДАВЛЕНИЕ НАСЫЩЕНИЯ Na

Получена приближенная формула

$$\lambda = -\frac{127,29 \cdot 10^6}{T} - 1,0837 \cdot 10^3 \cdot T + 5,2394 \cdot 10^6.$$

Поверхностное натяжение жидкости на линии насыщения в зависимости от температуры

Таблица 5

T, K	Свойство σ , Н/м
373.15	0.197
477.15	0.186
589.15	0.175
700.15	0.164
811.15	0.153
922.15	0.142
1033.15	0.131
1144.15	0.120
1154.15	0.118
1255.15	0.108
1366.15	0.097
1477.15	0.086

Таблица 6

**Температуропроводность
Na в зависимости
от температуры**

T, K	a_{λ} $m^2/c \times 10^{-5}$
373.15	6.79
477.15	6.753
589.15	6.655
700.15	6.493
811.15	6.281
922.15	6.026
1033.15	5.716
1144.15	5.383
1154.15	5.355
1255.15	5.032
1366.15	4.671
1477.15	4.315

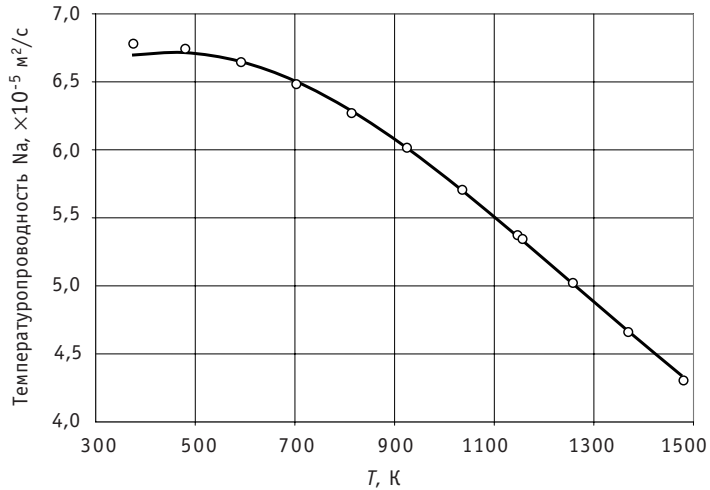


Рис. 4. Сравнение опытных данных по температуропроводности жидкого натрия с полученной приближенной формулой: \circ – опыт; — – формула

(8)

Среднеквадратичное отклонение равно 57,5. Максимальное отклонение равно $-4,69 \cdot 10^2$. Табличные данные взяты из [1]. Сравнение экспериментальных данных из табл. 8 с полученной формулой (8) представлено на рис. 6.

Таблица 7

**Скрытая теплота
парообразования Na в
зависимости
от температуры**

T, K	Свойство λ , $\times 10^3$ Дж/кг
477.15	4454.29
589.15	4385.67
700.15	4301.47
811.15	4204.48
922.15	4100.04
1033.15	3993.51
1144.15	3886.28
1154.15	3876.98
1255.15	3781.15
1366.15	3670.19
1477.15	3549.48

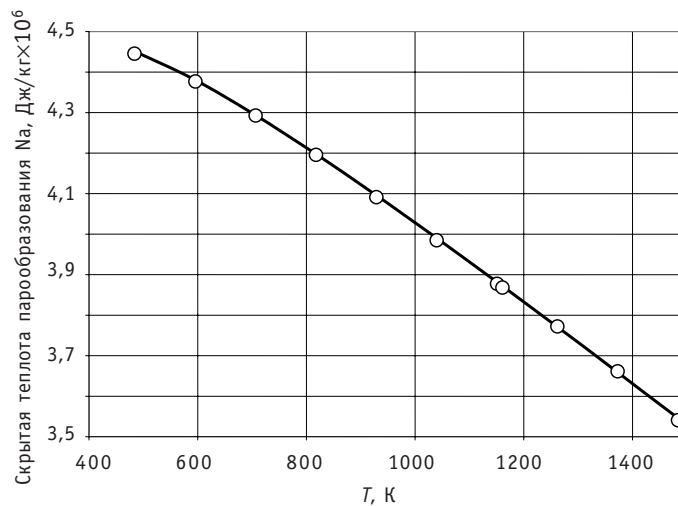


Рис. 5. Сравнение опытных данных по скрытой теплоте парообразования жидкого натрия с полученной приближенной формулой: \circ – опыт; — – формула

Таблица 8

Давление насыщения Na в зависимости от температуры

T, K	Свойство $P_{нас}$, Па
370.95	$14.32 \cdot 10^{-6}$
477.15	$2.33 \cdot 10^{-2}$
589.15	3.303
700.15	$9.608 \cdot 10^1$
811.15	$1.098 \cdot 10^3$
922.15	$6.917 \cdot 10^3$
1033.15	$29.1 \cdot 10^3$
1144.15	$92.4 \cdot 10^3$
1154.15	$101.3 \cdot 10^3$
1255.15	$233.8 \cdot 10^3$
1366.15	$507.5 \cdot 10^3$
1477.15	$976.8 \cdot 10^3$
2299	$9.768 \cdot 10^5$

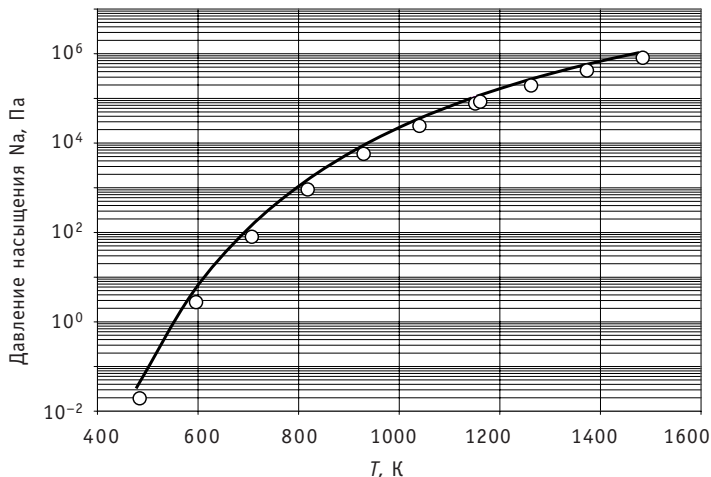


Рис. 6. Сравнение опытных данных по давлению насыщения жидкого натрия с полученной приближенной формулой: ○ – опыт; — – формула

Таблица 9

Плотность жидкого Na в зависимости от температуры на линии насыщения

T, K	Свойство ρ_L , кг/м ³
373.15	926.0
477.15	902.48
589.15	876.21
700.15	849.78
811.15	823.19
922.15	796.43
1033.15	769.52
1144.15	742.61
1154.15	740.05
1255.15	715.70
1366.15	688.79
1477.15	662.04

ПЛОТНОСТЬ ЖИДКОГО НАТРИЯ НА ЛИНИИ НАСЫЩЕНИЯ

Получена приближенная формула

$$\rho_L = -0,24x + 1,02 \cdot 10^3. \quad (9)$$

Среднеквадратичное отклонение равно 0,18. Максимальное отклонение равно -1,57. Табличные данные взяты из [3]. Графиком функции является прямая линия.

ПЛОТНОСТЬ ПАРОВ ЖИДКОГО НАТРИЯ НА ЛИНИИ НАСЫЩЕНИЯ

Получена приближенная формула

$$\rho_v = \exp\left(-\frac{1,1 \cdot 10^4}{x} + 8,25\right). \quad (10)$$

Среднеквадратичное отклонение равно $5.10 \cdot 10^{-4}$. Максимальное отклонение равно $-3.65 \cdot 10^{-3}$. Табличные данные взяты из [3]. Сравнение экспериментальных данных из табл. 10 с полученной формулой (10) представлено на рис. 7.

Таблица 10

Плотность пара Na в зависимости от температуры на линии насыщения

T, K	Свойство ρ_v кг/м ³
589.15	$1.566 \cdot 10^{-5}$
700.15	$3.881 \cdot 10^{-4}$
811.15	$3.896 \cdot 10^{-3}$
922.15	$2.204 \cdot 10^{-2}$
1033.15	$8.469 \cdot 10^{-2}$
1144.15	0.248
1154.15	0.270
1255.15	0.585
1366.15	1.194
1477.15	2.1866

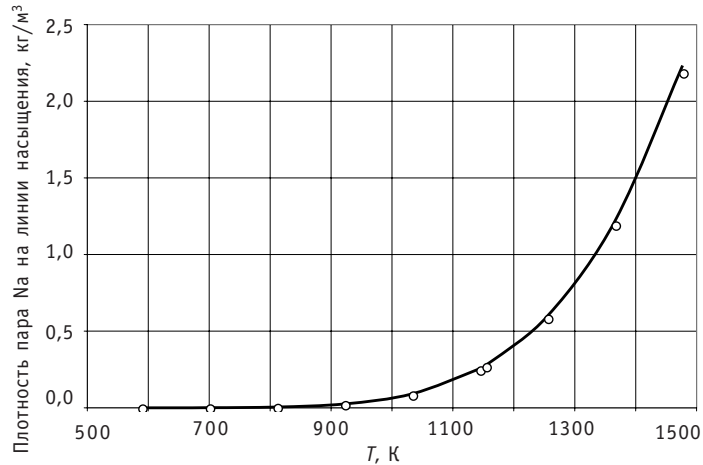


Рис. 7. Сравнение опытных данных по плотности парообразного натрия с полученной приближенной формулой: ○ – опыт; — формула

ЧИСЛО ПРАНДТЛЯ ДЛЯ Na НА ЛИНИИ НАСЫЩЕНИЯ

Получена приближенная формула

$$Pr = 1 / \left(-\frac{1,0786 \cdot 10^5}{T} + 362,29 \right). \quad (11)$$

Среднеквадратичное отклонение равно $9,102 \cdot 10^{-5}$. Максимальное отклонение равно $-9,95 \cdot 10^{-4}$. Табличные данные взяты из [1]. Сравнение экспериментальных данных из табл. 11 с полученной формулой (11) представлено на рис. 8.

Число Прандтля Na на линии насыщения в зависимости от температуры

T, K	Число Pr, 10^{-2}
371	1,43
400	0,98
450	0,81
500	0,70
550	0,62
600	0,56
650	0,52
700	0,48
750	0,46
800	0,44
900	0,41
1100	0,40

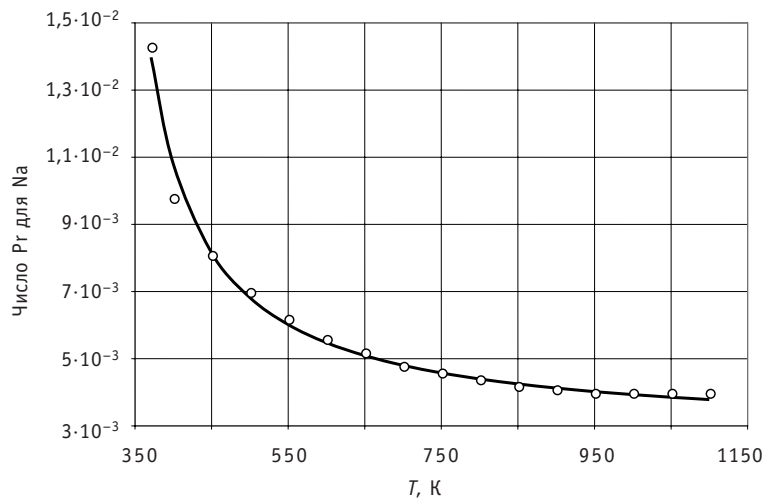


Рис. 8. Сравнение опытных данных по числу Прандтля жидкого натрия с полученной приближенной формулой: ○ – опыт; — формула

вать их для вывода аналитических производных свойств, требующихся в расчетах. В настоящее время набор этих функций для свойств натрия используется в коде КАНАЛ в ЭНИМЦ «МС». В дальнейшем предполагается использовать эти формулы для вставки в расчетный код OpenFOAM версии 1.5 для расчета в сопряженной постановке (совместный перенос тепла в металле и теплоносителях) теплообменника натрий-натрий для реактора на быстрых нейтронах.

Литература

1. Open FOAM The Open Source CFD Toolbox (User Guide) Version 1.5, 9th July 2008 (<http://www.opencfd.co.uk/>)
2. Кириллов П.Л., Терентьева М.И., Денискина Н.Б. Теплофизические свойства материалов ядерной техники: Учебное справочное пособие для студентов специальностей 14.03.05 – Ядерные реакторы и энергетические установки, 14.04.04 – Атомные электрические станции и установки (изд. 2-е). – М.: ИздАт, 2007. – 200 с.
3. Боришанский В.М., Кутателадзе С.С., Новиков И.И., Фудынский О.С. Жидкометаллические теплоносители (изд. 3-е). – М.: Атомиздат, 1976. – 328 с.
4. Варгафтик Н.Б., Филиппов Л.П., Тарзиманов А.А., Тоцкий Е.Е. Справочник по теплопроводности жидкостей и газов. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 352 с.
5. Двайер О. Теплообмен при кипении жидких металлов/Пер. с англ. под ред. чл.-корр. АН СССР В.И. Субботина. – М.: Мир, 1980. – 315 с.

Поступила в редакцию 9.10.2008

РАЗРАБОТКА ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО КОДА КАНАЛ И ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ МОДЕЛЕЙ ДЛЯ ТРЕНАЖЕРОВ АС

А.А. Казанцев

ЭНИМЦ «Моделирующие системы»



Для обеспечения разработки тренажеров АС выполнен цикл теплофизических и термодинамических работ, создан ряд моделей основного оборудования АС, разработан двухфазный полностью неравновесный код КАНАЛ, основанный на модели из шести уравнений в термодинамически неравновесном приближении. В коде применены новая карта режимов течения и отечественные замыкающие соотношения для кипения и конденсации внутри труб, отличающиеся от известных кодов-рототипов, таких как TRAC. Для проверки системы замыкающих соотношений при изучении кода TRAC, выбранного в качестве прототипа, были выполнены нестационарные 3D-расчеты ряда задач, в том числе расчеты горизонтальных парогенераторов, проведено сравнение расчетов с экспериментом на модели верхней четверти трубного пучка парогенератора.

ВВЕДЕНИЕ

Чем быстрее работает расчетная математическая модель, тем легче и в более широком диапазоне она может быть протестирована и тем более надежны результаты, полученные с ее помощью. В настоящее время многие теплофизические модели можно использовать как модели реального времени, а не только как прецизионные модели или модели для кодов лучшей оценки.

Наиболее важно иметь модели реального времени в тренажерах. Исторически тренажерные технологии возникли и получили наибольшее развитие там, где ошибки при обучении на реальных объектах могут привести к чрезвычайным последствиям, а их устранение – к большим финансовым затратам. Отечественные разработки в области создания тренажеров для атомных электростанций в течение нескольких десятков лет существенно уступали зарубежным. Одной из главных причин отсутствия полномасштабных тренажеров являлось отсутствие соответствующих отечественных математических моделей реального времени, прежде всего, теплофизических моделей для оборудования реакторного и турбинного отделений.

Модернизация действующих и разработка новых тренажеров для ЯЭУ, отвечающих повышенным требованиям к скорости расчета, невозможна без создания моделей основного оборудования и двухфазной контурной модели. В последнее время к этому списку добавилась возможность выполнения пространственного моделирования двухфазных нестационарных задач для внутрикорпусного про-

странства ПГ, компенсатора объема, контейнента, корпуса реактора. Необходимость выполнять для этих элементов оборудования пространственные расчеты была показана в результате исследования, выполненного во ВНИИАЭС.

Модели реального времени расчета являются дидактическими обучающими программами, в которых требование высокой скорости расчета противоречит традиционным требованиям максимально возможных точности и полноты постановки задачи. При этом возможность упрощения моделей для получения быстрых моделей весьма ограничена, поскольку неполнота или недостоверность моделей приводят к возникновению проблемы привития «отрицательного навыка» у обучаемого. Другим основным требованием к моделям является всережимность. Под этим понимается не только работоспособность в широком диапазоне технологических параметров, но и, прежде всего, устойчивость работы кода при любых входных параметрах, включая аварийные режимы работы. Требование устойчивости возникает вследствие ограниченности времени учебного процесса, поскольку повторный запуск тренажера является длительной процедурой и приводит к уменьшению объема освоенного материала, отнимает время непосредственно от учебы. Тренажеры проектируются в соответствии с нормативными документами отрасли, в которых определяются требования к точности моделей в основных и переходных режимах [9].

Все эти требования должны сопровождаться постоянным анализом адекватности расчетных моделей физической природе явлений и процессов.

МОДЕЛИ ОСНОВНОГО ОБОРУДОВАНИЯ

Автор решал задачу по обеспечению разработки тренажеров АС всеми необходимыми учебному процессу теплофизическими моделями в рамках основного оборудования реакторного и турбинного отделений реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и БН-600. В течение ряда лет в зависимости от потребностей практики и выполняемых фирмой ЭНИМЦ «МС» контрактов был разработан набор теплофизических моделей. Некоторые из наиболее интересных результатов опубликованы в печати, часть существует в отчетах ЭНИМЦ «МС».

Разработанный комплекс из ряда моделей для реакторного и турбинного отделений включает в себя

- модель конденсатора [1] с учетом влияния воздуха на теплообмен в широком диапазоне концентрации воздуха (от практического отсутствия до атмосферного давления для режима срыва вакуума); при этом использованы современные корреляции для расчета конденсаторов из монографии [10], а также поправки на термодинамическую неравновесность;
- динамическую модель трубного пучка [3], в линейной или двумерной постановке учитывающую значительный осевой перенос тепла по металлу трубы, что важно в парогенераторах БН-600;
- быструю динамическую модель бака [12], использующуюся совместно с моделью трубного пучка [3] как нестационарная двухфазная модель подогревателей ПНД и ПВД;
- модель проточной части турбины с расчетом планов скоростей ступеней турбины в динамике, выполненную на базе системы трех законов сохранения: массы (с учетом отборов и сепарации влаги); энергии (с учетом отбора от потока технической работы турбины, получаемой из формул для всех планов скоростей и лопаточного КПД); импульса (с учетом переменного сопротивления ступени при переменных режимах работы турбины); для поиска и задания параметров используется предварительный теплогидравлический расчет проточной части турбины

на основе методики расчета проточной части [11], в которой требуется задание установочных углов лопаток СА и РК;

- модель эжектора на основе модификации проектной методики расчета, изложенной в [13].

Набор основных моделей определяется требованиями учебного плана и используемыми при обучении технологическими схемами АС. Все выполненные работы объединяет один общий подход – это преимущественно всережимные модели, работающие в реальном времени, с повышенной устойчивостью или логической защитой от отклонений входных параметров за разумные пределы. Модели работают на больших временных шагах – от 0,25 до 2 и более секунд, поэтому некоторые из моделей для обеспечения устойчивости делают несколько внутренних итераций или малых шагов.

СОЗДАНИЕ ДВУХФАЗНОГО НЕРАВНОВЕСНОГО КОДА КАНАЛ

Самостоятельное создание двухфазного кода «с самого начала» требует трудозатрат порядка 60 докторо-лет – такова по оценкам экспертов МЭИ (кафедра ИТФ) трудоемкость кода TRAC. Такую работу в одиночку невозможно выполнить в принципе. В [14] указывается, что «решение задачи создания мощного программного комплекса по типу TRAC или RELAP5 с расширенными возможностями учета пространственного распределения параметров потока и температурных полей греющих поверхностей во всех элементах исследуемого контура явно превышает творческие и физические возможности любого исследователя». Эта оценка подтверждается тем фактом, что подобного кода в стране до сих пор не было создано, несмотря на наличие ряда прекрасных отечественных разработок кодов различных авторов. Вследствие значительной трудоемкости всей работы в целом каждый отдельный отечественный код остается «полуфабрикатом» и значительно уступает зарубежным кодам лучшей оценки, выполненным силами отраслей развитых стран с хорошим разделением труда и значительным финансированием. Такую задачу можно решить только отраслью в целом, особенно в части экспериментального обоснования кода.

В России отечественным кодом в ядерной отрасли является код Корсар [15]. На сегодняшний момент, с теплофизической точки зрения, он является наиболее проработанным и протестирован на массиве из миллионов экспериментальных данных отрасли. Выполненные в ГИЦ РФ-ФЭИ тестовые расчеты показали, что скорость расчета этого отраслевого кода значительно ниже скорости кода TRAC [16] для ряда тестов и заметно ниже реального времени, т.е. в настоящее время он не может использоваться в тренажерах.

Развитие кода КАНАЛ проходило несколько этапов. Была продемонстрирована возможность кода лучшей оценки TRAC [16] рассчитывать номинальные и большинство аварийных процессов быстрее реального времени. Затем на основе анализа замыкающих соотношений и тестирования верифицирована пригодность системы замыкающих соотношений и теплофизических свойств кода к расчету отечественных установок, проведена замена устаревших корреляций. Дальнейшая работа выполнялась для программного комплекса на основе кода КАНАЛ, включая работу совместно с другими моделями, разработку пре- и постпроцессора.

Теплогидравлические расчеты проводятся на базе нестационарного полностью неравновесного приближения на основе шести уравнений сохранения. Дополнительно рассчитывается перенос борной кислоты и неконденсируемого газа. Система уравнений кода повторяет систему уравнений кода TRAC и опубликована в работе [23].

Код КАНАЛ разрабатывается на базе системы уравнений сохранения кода TRAC и конечно-разностной численной схемы SETS [17]. В ходе разработки кода эта численная схема была переработана для ускорения кода. Для решения разреженных систем линейных уравнений использовался пакет с открытым исходным кодом superLU [18].

Для того, чтобы разрабатывать код в области атомной энергетики, автору пришлось изучать основные коды лучшей оценки – Relap5 [22] и TRAC [16]. Были выполнены совместные нестационарные прецизионные 3D-расчеты с лабораторией контурной теплогидравлики ГНЦ РФ-ФЭИ (имеющей лицензионные версии кодов). Результаты некоторых из этих расчетных исследований представлены в [19, 20].

Необходимо было изучить и проанализировать возможности самого быстрого из имеющихся в распоряжении кодов и систему замыкающих соотношений кода – прототипа TRAC. Наиболее важными из замыкающих соотношений для расчета парогенераторов являются модель трения двухфазного потока при внешнем обтекании пучка труб ПГ, модель теплообмена при пузырьковом режиме кипения, модель межфазного трения жидкость – парогазовая смесь, замыкающие соотношения при кипении и конденсации в трубках.

Для моделей реального времени важнейшим критерием (кроме приемлемой точности) является скорость счета кода – интегральная характеристика, зависящая от качества используемой численной схемы, сшивки замыкающих соотношений на границах, используемой версии карты режимов двухфазных потоков, исключения областей теплофизических свойств с неустойчивостью (в районе критической точки) и отлаженностью кода в целом. Была поставлена задача сравнения скорости работы нескольких кодов на одном и том же тесте.

Тестирование проводилось среди лицензированных в области атомной энергетики американских кодов Relap5/mod3.2 [22], TRAC 5.14 [16] (далее просто TRAC) и победившего в конкурсе кодов и прошедшего верификацию российского кода Корсар [15] (НИТИ г. Сосновый Бор). Версия кода была получена лабораторией контурной теплогидравлики ГНЦ РФ-ФЭИ (г. Обнинск) для сравнения уникальных экспериментальных данных ГНЦ РФ-ФЭИ при проведении верификации.

Для выполнения теста была организована творческая инициативная группа, взята одна из тестовых верификационных задач кода Корсар и для нее подготовлены файлы исходных данных для двух других сравниваемых кодов. Тестирование проводилось В.В. Сергеевым (ГНЦ РФ-ФЭИ, лаборатория контурной теплогидравлики) на версии кода TRAC, переведенной с оригинальной операционной системы (ОС) UNIX под ОС Windows В.В. Евстифеевым (системный администратор в ГНЦ РФ-ФЭИ). Размер сетки во всех тестах был одинаковым, также все условия однозначности были одинаковы. Решалась нестационарная задача, имевшая одинаковое физическое время процесса, результаты сравнивались между собой и с экспериментальными данными.

В качестве тестовой рассматривалась задача кипения воды в круглой трубе из нержавеющей стали с электрообогревом. На входе в трубку подавалась вода с температурой ниже линии насыщения, а на выходе получался перегретый пар. Сначала рассчитывался однофазный чисто гидродинамический тест, затем – тест при электрообогреве трубы. Сравнивались графики коэффициента скольжения фаз (отношение скорости пара к скорости воды) в зависимости от истинного объемного паросодержания, полученные разными кодами во всем интервале значений. Расчет по кодам TRAC и RELAP5 выполнялся для трубы при $\rho_w = 300 \text{ кг/м}^3$, $D = 2 \text{ мм}$, $P = 6 \text{ МПа}$, с электрообогревом стенки.

Самым быстрым оказался код TRAC. Решение заняло несколько сотых секунды, что позволило сделать заключение о возможности использования кода в тренажерах при расчете в номинальных и аварийных режимах. Следует отметить, что скорость расчета чисто гидродинамического теста была значительно выше – на несколько порядков быстрее, чем использовавшийся полный тест, оценивающий скорость работы кода в аварийных режимах и при малой течи.

При выполнении теста с использованием кода Корсар время счета оказалось самым большим. Версия кода, имевшаяся в распоряжении во время тестов, не смогла показать «реального» времени счета и уступила всем остальным кодам. Следует отметить, что система замыкающих соотношений этого кода верифицирована на нескольких миллионах экспериментов и является наиболее точной из всех трех рассматриваемых кодов. Объяснение этого, вероятно, следует искать в использовании устаревшей численной схемы (взятой от RELAP старой версии).

В целом получен вывод, что из трех доступных для тестирования кодов только код TRAC успешно прошел тестирование на возможность расчета в реальном времени. Дальнейшая разработка быстрого кода КАНАЛ проводилась на базе прототипа – кода TRAC.

Далее проводилась проверка способности расчета в реальном времени кода на реальных тренажерных нодализационных схемах.

Был рассмотрен расчет течи в гермозону ВВЭР-440. Для этого код КАНАЛ работал совместно с кодом SIMCO (тренажерной версией верифицированного ГАН кода KUPOL, ГНЦ РФ ФЭИ г. Обнинск). Эти коды работали совместно и продемонстрировали возможность получения реального времени счета для комплекса двух программ с одной течью типа LOCA. После этого проведена работа по включению кода КАНАЛ в тренажер.

Следует отметить, что на современном двухъядерном компьютере (Пентиум Е6700 Сопгое) большая течь считается всего в три раза медленнее реального времени, хотя расчетный шаг при расчете гильотинного разрыва при аварии LOCA падает в 10000 раз.

В составе тренажера ВВЭР-440 код принимает или передает свыше 600 параметров и при этом комплекс работает в реальном времени в номинальном режиме и большинстве аварийных режимов. Этот большой объем передаваемых и принимаемых параметров между моделью и базой данных всего тренажера выполняется через сервер тренажера в рамках идеологии клиент-сервер.

На следующем этапе была разработана нодализационная схема парогенератора БН-600 и показана возможность ее расчета в реальном времени для этого парогенератора. Турбинное отделение БН-600 имеет 3 турбины, по числу петель, каждая из которых требует моделирования всех 24 модулей парогенератора. Код позволяет выполнять весь этот объем вычислений в реальном времени. Эта задача могла выполняться только на коде КАНАЛ, поскольку в нем имеются термодинамические свойства в требуемом интервале температур около 600°C (это значительно выше верхней температурной границы кода TRAC).

Чем отличается код КАНАЛ (разработанный на базе кода TRAC) от своего предшественника? Во-первых, изменены свойства и ряд замыкающих соотношений, во-вторых, код может работать совместно с другими моделями и приложениями и под их контролем.

Следующий блок из двух тестов проверял возможность работы кода уже не на простой трубе, а на сложных нодализационных схемах реальных тренажеров.

Пришлось менять термодинамические свойства. Выполненные тесты на парогенераторах БН-600 выявили проблему с ограниченностью диапазона свойств,

которую удалось решить. Результатом работы стало математическое описание всех измененных функций и их коэффициентов, а также графики сравнения их с табличными данными. Актуальность работы обусловлена тем, что для использования в составе тренажера БН-600 код необходимо было научить работать в диапазоне более высоких температур, вплоть до 590°C, в котором функционирует обычная энергетика. Для атомной энергетике на водо-водяных реакторах коду было вполне достаточно иметь верхнюю границу 440°C. Код предназначался для обоснования безопасности установок на базе реакторов ВВЭР и ВК (код разрабатывался под их западные аналоги – реакторы PWR и BWR). Для реакторов с жидкометаллическим теплоносителем этот диапазон оказался недостаточным. Для изменения свойств в общей сложности изменен текст около 70 файлов (10% программ кода-прототипа).

Следует также отметить, что для парогенератора БН-600 очень важным оказалось умение кода работать с двухжидкостной полностью неравновесной моделью среды, поскольку температуры жидкой и паровой фаз на выходе из испарителя отличаются на несколько десятков градусов. Это отличие оператор БЩУ видит как показание серии датчиков температуры, расположенных вдоль тракта течения пароводяной смеси. Гомогенная модель дает сильное отличие от наблюдаемых температур, что было продемонстрировано специальными тестовыми расчетами. При этом расчетные температуры по гомогенной модели и негомогенной неравновесной модели сравнивались с показаниями датчиков температуры на трубопроводах. Следует отметить, что неравновесная модель позволила корректно предсказывать изменение показаний датчиков для такого сложного неравновесного течения.

Следующей группой изменений, внесенный в алгоритм оригинального кода, было несколько замен теплофизических формул с западных на проверенные отечественные. Эти изменения проводятся регулярно разными авторами, и можно указать в литературе ряд аналогичных выполненных доказательств необходимости проведения таких замен и примеров их успешного выполнения, проведенных для получения совпадения с экспериментальными данными. Мной, во-первых, среди замыкающих соотношений была применена формула Д.А. Лабунцова вместо формулы Чена для пузырькового кипения; во-вторых, использовалась формула Бойко-Кружилина для кипения внутри труб вместо соответствующей формулы кода. Каждое из этих изменений было выполнено после тщательного тестирования и после сравнения с экспериментальными данными, полученными при верификации кода. Тесты проведены при расчетах парогенератора ПГВ-1000М [5] и модели трубного пучка ПГВ-1500 [6].

Самая теплофизически важная часть любого двухфазного кода – карта режимов двухфазного течения. Карта режимов кода КАНАЛ из работы [24] в настоящее время не применялась еще ни в одном из известных двухфазных кодов.

РЕЗУЛЬТАТЫ ВЫПОЛНЕННЫХ РАСЧЕТОВ И ВЫВОДЫ

Необходимость создания более совершенных быстрых динамических математических моделей для оборудования реакторного и турбинного цехов АС проистекает из потребностей практики. Они необходимы также для проектирования нового поколения реакторных установок повышенной безопасности, нового поколения парогенераторов с повышенным сроком эксплуатации, для повышения эффективности и уровня безопасности уже работающих АС, наконец, вследствие необходимости поддержания на должном уровне знаний оперативного персонала. Разработка динамических математических моделей нового поколения, приме-

нимых в различных стационарных, переходных и аварийных режимах является актуальной задачей, решавшейся автором в течение ряда лет. Методами численного эксперимента и теоретически обосновать возможность достижения конечных результатов быстрыми и относительно простыми средствами является, на взгляд автора, главным в решении научно-технической проблемы детального расчетного анализа нестационарных теплогидравлических процессов в сложных контурах ЯЭУ.

Настоящая работа выполнена в соответствии с приоритетным направлением развития науки, технологии и техники в Российской Федерации «Энергетика и сбережение» в соответствии со списком приоритетных направлений развития науки, технологии и техники, утвержденным Президентом Российской Федерации В.В. Путиным 21 мая 2006 г. ПР-843.

В работе демонстрируются решения ряда задач, развивающих и расширяющих методологию моделирования теплогидравлических процессов в сложных контурах энергоустановок. Обобщенно конкретные новые результаты работы сводятся к следующему:

- впервые разработана система моделей и алгоритмов расчета реального времени для турбинного отделения, позволившая на их основе создать обучающие тренажеры для оперативного персонала АС с реакторами ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и БН-600;
- разработан код КАНАЛ, выполнены верификационные расчеты на основе лицензированного кода TRAC и экспериментальных данных, по которым используемые карта режимов и система замыкающих соотношений могут быть верифицированы с требуемой для практики точностью.

Автор выполнял работу по нестационарным 3D-расчетам проектов горизонтальных парогенераторов в содружестве с сотрудниками ГНЦ РФ-ФЭИ В.В. Сергеевым, системным администратором В.В. Евстифеевым. Разработка математических моделей выполнялась в содружестве с коллективом ЭНИМЦ МС, руководимым к.т.н. В.А. Левченко и с коллегами из лаборатории математического моделирования н.с. А.Н. Поздняковым, к.т.н. С.Л. Дороховичем. Однако все приведенные результаты получены лично автором на всех стадиях работы.

Достоверность полученных результатов. Научные результаты работы основаны на сравнительном анализе замыкающих соотношений современной теории двухфазных неравновесных потоков. Выводы и рекомендации работы основаны на сопоставлениях с экспериментальными данными и опубликованных рекомендациях.

Все теоретические построения завершены частными вычислительными программами с целью верификации результатов расчета и подтверждения тем самым положенных в основу моделей предпосылок. Эти программы могут быть использованы при создании любого программного комплекса расчета контуров ЯЭУ или для решения отдельных задач.

- Разработана система математических моделей основного оборудования АС, работающих в реальном времени, которые впервые применены для моделирования в тренажерах Калининской АС (ВВЭР-1000), Кольской АС (ВВЭР-440) и Белоярской АС (БН-600).
- На основе анализа скорости выполнения тестовых задач существующими в отрасли кодами лучшей оценки выбран наиболее быстрый, и на его основе разработан код реального времени КАНАЛ, обладающий расширенной областью теплофизических свойств, пригодных для турбинного отделения АС типа БН, а также

обоснованной на сравнении с экспериментальными данными на модели пучка труб парогенератора системе замыкающих соотношений. В коде КАНАЛ после анализа массивов данных использованы те замыкающие соотношения (прежде всего, на основе отечественных рекомендаций и стандартов), которые отвечают современному уровню знаний тепломассообменных процессов.

- Для теплогидравлического обоснования кодов выполнен 3D-расчет верификационной задачи для парогенератора ПГВ-1000М на лицензионной версии кода TRAC для кросс-верификации кодов TRAC и STEG, имеющих одинаковую карту режимов течения, при детально согласованных исходных данных и одинаковых расчетных сетках. Обнаружены особенности решения, связанные с использованием различных моделей межфазного трения и трения при течении в пучках труб, был сделан вывод о необходимости сравнения кодов с экспериментальными данными, выполненный на следующем этапе работы.

- Выполнены пред- и посттестовые расчеты гидродинамической модели трубного пучка ПГВ-1500, предназначенной для обоснования ПГ для реактора нового поколения ВВЭР-1500. Проведен анализ влияния корреляций и карты режимов теплообмена на соответствие расчетных и экспериментальных данных и внесены соответствующие изменения в код КАНАЛ, получивший новое качество – способность правильно рассчитывать конденсацию внутри трубок на основе отечественных корреляций, а также формулу Д.А. Лабунцова для пузырькового кипения.

- На основе разработанной системы моделей и кода лучшей оценки КАНАЛ в фирме ЭНИМЦ МС впервые в полном объеме созданы функционально аналитические тренажеры реакторного и турбинного отделений Калининской АС (ВВЭР-1000), Кольской АС (ВВЭР-440) и Белоярской АС (БН-600), получены новые методические и дидактические результаты, необходимые и непосредственно используемые для обучения оперативного персонала АС.

Научные положения, выводы и рекомендации, сформулированные в диссертации, обоснованы анализом полноты системы уравнений и системы замыкающих соотношений, тестированием блоков кода на аналитических решениях и апробацией математических моделей кода на основе сравнения результатов моделирования с экспериментальными данными в пределах области их применимости. Верификация кода проведена на большом количестве локальных и интегральных экспериментов и кроссверификационных расчетов по «реперным» кодам данного класса. Верификация отдельных моделей определяется требованиями учебного процесса и осуществляется в рамках приемо-сдаточных испытаний тренажеров.

Возможно применение отдельных моделей и кода КАНАЛ в целом для обоснования проектов ВВЭР и БН и для учебных целей в университете (ИАТЭ, Обнинск) и других учебных заведениях, готовящих специалистов для работы на АС. Например, для обеспечения учебного процесса на Калининской АС в качестве демонстрационного материала к курсу в составе группы авторов [23] разработана учебная модель, обеспечивающая расчеты переходных процессов в части первого контура реактора ВВЭР-1000, ограниченного входными и выходными патрубками корпуса реактора для всех четырех петель. Модель выполнена для учебного курса, включающего в себя учебный материал, контрольные вопросы и демонстрационный материал, сопровождающий теоретические разделы курса по основам физики реакторов ВВЭР-1000.

Литература

1. Казанцев А.А., Левченко В.А. Динамическая модель конденсатора АЭС для тренажера // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2001. – № 1. – С. 46-56.

2. Худаско В.В., Казанцев А.А., Левченко В.А., Сергеев В.В. Разработка математической модели неравновесного двухфазного потока для анализа безопасности АЭС//Известия вузов. Ядерная энергетика – Обнинск. – 2001. – №2. – с. 41-53.
3. Казанцев А.А., Левченко В.А. Динамическая модель двухфазного теплообменника для тренажера//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2001. – №2. – С. 89-98.
4. Rouhanifard S.A., Kazantsev A.A., Sergeev V.V. RELAP5 Modeling of the NPP VVER-1000 Steam Generator//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2001. – №3. – С. 80-90 (англ.)
5. Сергеев В.В., Казанцев А.А. 3D- модель ПГВ-1000 на основе кода TRAC/Доклад на V1 Международном семинаре по горизонтальным парогенераторам (г. Подольск, 22-24 марта 2004г.). – Подольск: ФГУП ОКБ «Гидропресс».
6. Сергеев В.В., Евстифеев В.В., Казанцев А.А., Поздняков А.Н. 3D- модель ПГВ-1500 на основе кода TRAC/Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР: Сб. докл. IV Международной научно-технической конференции (Подольск, 23-25 мая 2005 г.). – Подольск: ФГУП ОКБ «Гидропресс».
7. Kazantsev A.A., (Corresponding author), A.N. Pozdnyakov, V.V. Sergeev, Evstifeev V.A. 3D-Transient calculations of PGV-1000 based on TRAC/The 11-th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal – Hydraulic (NURETH-11). Popes palace Conference Center, Avignon, France, October 2-6, 2005. Log number 329.
8. Сергеев В.В., Евстифеев В.В., Казанцев А.А., Поздняков А.Н., Трунов Н.Б., Фильчуков А.И., Ситник Ю.К. Верификация кода TRAC на гидродинамической модели трубного пучка ПГВ-1500/Сб. докл. VII Международного семинара по горизонтальным парогенераторам (Подольск, 3 – 5 октября 2006 г.). Подольск: ФГУП ОКБ «Гидропресс».
9. Стандарт ФГУП концерна «Росэнергоатом» СТО 1.1.1.01.004.0680 – 2006 «Технические средства обучения».
10. Шкловер Г.Г., Мильман О.О. Исследование и расчет конденсационных устройств паровых турбин. – М., 1985.
11. Гольба В.С., Казанцев А.А. Тепловой расчет тихоходной влажнопаровой турбины на ЭВМ-МВССО СССР: Учеб. пособие по курсу «Паровые и газовые турбины» – Обнинск: Обнинский филиал МИФИ, 1985. – 32 с.
12. Казанцев А.А., Сергеев В.В., Дорохович С.Л., Левченко В.А., Поздняков А.Н. Быстрая динамическая модель бака/Тез. докл. отраслевого научно-технического семинара «Моделирование теплогидравлических процессов в активных зонах реакторов различного назначения». – Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ, 2002.
13. Соколов Е.Я., Зингер Н.М. Струйные аппараты. Изд. 2-е. – М.: Энергия, 1970.
14. Кузеванов В.С. Моделирование теплогидравлических процессов в контурах ЯЭУ/Автореферат дисс. на соиск. уч. ст. д.т.н. МЭИ (ТУ). – М.: МЭИ, 1995.
15. Мигров Ю.А., Юдов Ю.В. Корсар. Теплогидравлический расчетный код. Описание кода. – Соосновный бор: НИТИ, 1999.
16. Spore J.W., Jolly-Woodruff S.J., Knight T.K., Lin J.C., Nelson R.A., Pasamehmetoglu K.O., Steinke, R.G. Unal Cetin end other TRAC-PF1/MOD2: Theory manual. V. I. – LANL Los Alamos, New Mexico, 87545, 1990.
17. Mahaffy J.H. A stability enhancing two step method for fluid flow calculations//J. Comput. Phys. – 1982. – 46. – P. 329-341.
18. Demmel J.W., Gilbert J.R., Li X.S. SuperLU Users guide. – University of California, Berkeley, September 1999 (Last update November 2007). – 75 p. (<http://acts.nersc.gov/superlu>).
19. Казанцев А.А., Сергеев В.В. 3D-расчеты с использованием кода TRAC течения в осесимметричном тупике/Сб. докладов Международного конгресса «Энергетика – 3000». – Обнинск, 2002.
20. Казанцев А.А., Поздняков А.Н., Сергеев В.В., Евстифеев В.В. Применение и кроссверификация кода TRAC для реакторов типа ВК и ПГВ-1000/Доклад на отраслевом научном семинаре Минатома «Разработка многомерных теплогидравлических кодов» (Обнинск, 14-16 мая 2003 г.). – Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ.
21. Мелихов О.И., Мелихов В.И., Парфенов Ю.В., Бычкова Г.В., Бойко Н.Л., Евстифеев В.В., Казанцев А.А., Кумаев В.Я., Левченко В.А., Поздняков А.Н., Сергеев В.В., Ягов В.В. Доработка программного комплекса STEG для обеспечения возможности использования его для расчета роста отложений на теплообменных трубах парогенератора ПГВ-1000М/Научно-технический отчет ФГУП ЭНИЦ Инв. №1/3105, 01.03.2003: Электрогорский научно-исследовательский центр по безопасности атомных электростанций (ФГУП «ЭНИЦ») – 301 с.

22. RELAP5/MOD3. Code Manual. V. 1. – Idaho Natural Engineering Laboratory, Idaho, 1995.
23. Белозеров В.И., Сергеев В.В., Казанцев А.А., Поздняков А.Н., Каньшев М.Ю. Нейтронно-физическая и теплогидравлическая модель ВВЭР-1000 для обучения персонала // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 2. – С. 99-106.
24. Taitel Y. 1990 Flow pattern transition in two phase flow. Heat Transfer 1990 Proceedings of the Ninth International Heat Transfer Conference Jerusalem, Israel, Volume 1 Plenary and Keynote Papers (IHTC 1990) p. 237 – 254 KN14.

Поступила в редакцию 9.10.2008

НЕСТАЦИОНАРНЫЕ ГИДРОДИНАМИЧЕСКИЕ НАГРУЗКИ И ВИБРАЦИИ ПУЧКА ТВЭЛОВ В ТВС ВВЭР-440

В.В. Перевезенцев, В.И. Солонин, Ф.Д. Сорокин

Московский государственный технический университет им. Н.Э.Баумана, г. Москва



Получены на полномасштабном макете экспериментальные данные по гидродинамически возбуждаемым вибрациям пучка твэлов в ТВС ВВЭР-440. Показано существенное влияние гидродинамики потока перед опорной решеткой (на входе в пучок) на интенсивность вибраций. По измерениям пульсаций давления в зазоре между внутренней поверхностью шестигранного чехла и внешним рядом твэлов определены нестационарные гидродинамические силы, воздействующие на пучок твэлов и вызывающие его вибрации.

Разработана механическая модель пучка на базе его описания как балки с низкой сдвиговой жесткостью (балка Тимошенко С.П.). На основе проведенных в рамках этой модели расчетов с использованием экспериментально полученных нестационарных гидродинамических нагрузок показана возможность возбуждения интенсивных вибраций в близкой к нижней опорной решетке области пучка. Экспериментальные данные по виброперемещениям пучка твэлов хорошо согласуются с расчетными значениями, что подтверждает справедливость предложенной модели.

Вибрационные процессы в ядерных реакторах в значительной степени определяют надежность оборудования и безопасность эксплуатации энергоблока в целом. Динамическое воздействие потока теплоносителя на конструктивные элементы реакторных систем может инициировать и поддерживать их механические колебания (вибрации). Одними из наиболее важных механических систем, определяющих безаварийную работу реакторных установок, являются тепловыделяющие сборки (ТВС). Вибрации пучка тепловыделяющих элементов (твэлов) в ТВС приводят

- к циклическим изгибным деформациям оболочек твэлов и, как следствие, к развитию коррозионно-усталостных процессов;
- к динамическому взаимодействию оболочек твэлов с дистанционирующими решетками и развитию фреттинг-износа оболочек твэлов;
- к повышенным напряжениям в зоне крепления хвостовиков твэлов в зоне нижней опорной решетки, способствующим инициированию и дальнейшему развитию механического износа хвостовиков.

Систематические экспериментальные исследования и разработка на их основе моделей нестационарного гидродинамического нагружения твэлов в ТВС позво-

© **В.В. Перевезенцев, В.И. Солонин, Ф.Д. Сорокин, 2008**

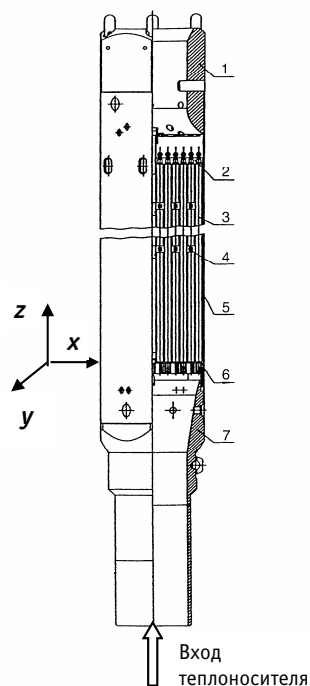


Рис. 1. Тепловыделяющая сборка (кассета рабочая) ВВЭР-440:
1 – головка; 2 – решетка верхняя;
3 – тепловыделяющий элемент;
4 – решетка дистанционирующая;
5 – чехол; 6 – решетка нижняя
опорная; 7 – хвостовик

лят раскрыть механизмы возбуждения вибраций и определить их количественные характеристики. ТВС реактора ВВЭР-440 как механическая колебательная система состоит из пучка цилиндрических, расположенных по треугольной решетке, твэлов, жестко закрепленных одним концом в нижней опорной решетке и через верхнюю дистанционирующую решетку – упругую опору связанных с шестигранной чехловой трубой. Кроме нижней и верхней опор, твэлы объединены в пучок десятью промежуточными, не взаимодействующими с чехловой трубой, дистанционирующими решетками (рис.1). На пучок твэлов ТВС ядерного реактора действует распределенная гидродинамическая нагрузка, которая определяется полем пульсаций давления на обтекаемых поверхностях всех твэлов пучка. В соответствии с этими представлениями случайная гидродинамическая сила, действующая на единичную длину твэла в сечении z в момент времени τ в плоскости, перпендикулярной оси ТВС, определяется распределением мгновенных значений пульсаций давления на поверхности оболочки твэла [1]:

$$\vec{f}_{g_i}(z, \tau) = \int_{\varphi} p'(z, \varphi, \tau) \cdot \vec{n} \cdot d/2 \cdot d\varphi. \quad (1)$$

Результирующий вектор случайной гидродинамической нагрузки в сечении z пучка, состоящего из n твэлов в момент времени τ , можно определить суммированием векторов действующих на каждый твэл сил $\vec{f}_g(z, \tau)$:

$$\vec{f}_g(z, \tau) = \sum_{i=1}^n \vec{f}_{g_i}(z, \tau). \quad (2)$$

Таким образом, для определения распределений случайных гидродинамических нагрузок по длине пучка необходимы соответствующие измерения полей пульсаций давления для всех твэлов, что не представляется возможным.

Особенности турбулентного течения теплоносителя в межтвэльном пространстве с достаточно равномерным распределением осредненной скорости по сечению, сравнительно низкими градиентами пульсационных составляющих скоростей и давлений приводят к формированию взаимно компенсирующих друг друга векторов действующих на отдельные твэлы гидродинамических сил. Такие гидродинамические силы не могут сформировать в сечении по длине пучка вектор нагрузки, способной вызвать смещение пучка. В то же время в кольцевой области между внутренней поверхностью чехла и внешней границей пучка течение характеризуется значительными градиентами как осредненных, так и пульсационных характеристик потока. В связи с этим течение и пульсации давления именно в кольцевой области формируют выраженные гидродинамические нагрузки на пучок в целом, которые и определяют в итоге его виброперемещения.

Экспериментальные исследования вибраций пучка твэлов проводились на гидродинамическом стенде [2] с использованием полномасштабного макета ТВС ВВЭР, изготовленного из штатных конструкционных материалов (со свинцовыми имитаторами топливных таблеток) по штатной технологии, что обеспечивало иден-

тичность механических (статических и динамических) характеристик макета рабочим ТВС. Виброперемещения твэлов измерялись малогабаритными двухкоординатными пьезорезистивными виброакселерометрами в комплекте с интегрирующими измерительными каналами, обеспечивавшими двойное интегрирование сигналов виброакселерометров. Виброакселерометры размещались внутри твэльных трубок и фиксировались в заданном сечении пучка с помощью фторпластовых колец [3].

Для измерения пульсаций давления в хвостовике перед опорной решеткой и на внутренней поверхности чехла выполнены отборы давления, соединенные импульсными линиями с расположенными за пределами макета пьезорезистивными датчиками пульсаций давления. Для идентификации условий гидродинамического нагружения пучка твэлов проводились одновременные измерения пульсаций давления в двух сечениях по периметру пучка на внутренней поверхности шести граней чехла. Первое сечение для измерения пульсаций давления расположено в первом пролете между нижней опорной и первой дистанционирующей решетками на расстоянии $z = 72$ мм от выходного торца нижней опорной решетки. Второе сечение расположено в седьмом пролете между шестой и седьмой дистанционирующими решетками на расстоянии $z = 1527$ мм от выходного торца нижней опорной решетки.

На рис. 2 приведены экспериментальные данные по среднеквадратичным значениям пульсаций давления на внутренней поверхности конической части хвостовика ТВС на расстоянии 109 мм до опорной решетки. Видно, что условия формирования гидродинамики потока на входе в хвостовик ТВС оказывают существенное влияние на уровни пульсаций давления перед опорной решеткой, т.е. на входе в пучок твэлов. Дроссельные шайбы создают струйное течение с интенсивным вихреобразованием в пристеночной области. При этом энергия осредненного течения частично преобразуется в энергию пульсационного движения. При скорости воды в пучке $V = 3,14$ м/с среднеквадратичные значения пульсаций давления более, чем в 10 раз выше по сравнению с полученными в условиях без размещения дроссельных шайб, т.е. для невозмущенного турбулентного потока.

Спектральный состав пульсаций давления показывает, что основная энергия пульсационного движения сосредоточена в низкочастотной области. При этом размещение дроссельных шайб способствует расширению частотного диапазона энергетически значимых пульсаций давления (рис. 3). Качественный характер

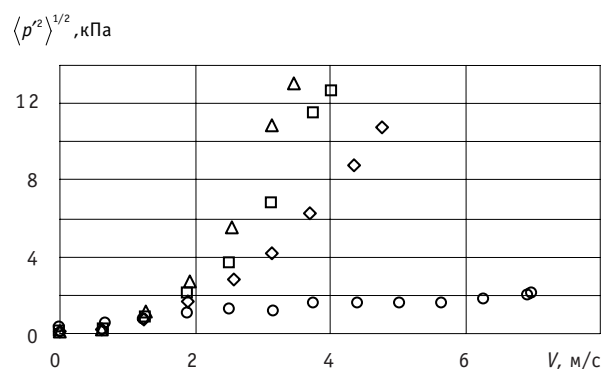


Рис. 2. Зависимость среднеквадратичных значений пульсаций давления перед опорной решеткой от скорости воды в пучке для различных гидродинамических условий на входе в хвостовик ТВС: \circ – невозмущенный турбулентный поток; \diamond – дроссельная шайба 52 мм; \square – дроссельная шайба 48,5 мм; \triangle – дроссельная шайба 45 мм

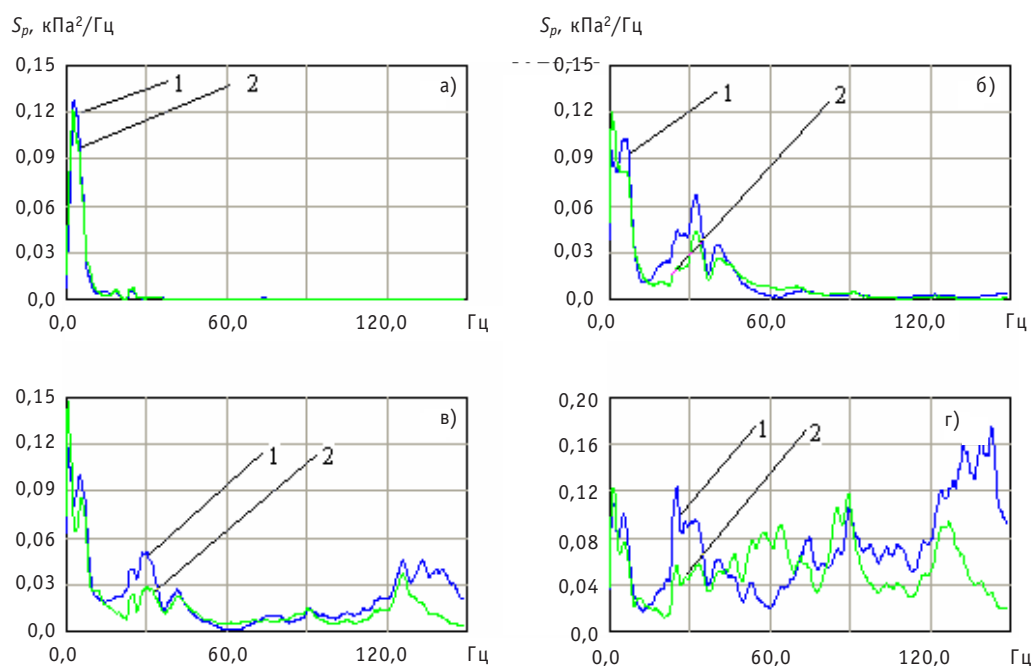


Рис. 3. Спектры мощности пульсаций давления на внутренней поверхности чехла в сечениях пучка $z = 72$ мм (1) (первый пролет) и $z = 1527$ мм (2) (седьмой пролет) при скорости течения воды в пучке $v = 3.14$ м/с: а) – невозмущенный турбулентный поток; б) – дроссельная шайба 52 мм; в) – дроссельная шайба 48,5 мм; г) – дроссельная шайба 45 мм

спектров пульсаций давления по длине пучка заметно меняется только в условиях формирования потока дроссельными шайбами малых диаметров.

В настоящей работе случайные гидродинамические нагрузки получены по измерениям пульсаций давления на внутренней поверхности чехла. В соответствии с развиваемым подходом случайная гидродинамическая сила, действующая на единичную длину пучка твэлов в сечении z в момент времени τ в плоскости, перпендикулярной оси ТВС, определяется распределением мгновенных значений пульсаций давления по периметру внешней границы пучка твэлов, т.е. по измеренным значениям пульсаций давления на внутренних поверхностях граней чехла:

$$\vec{f}_g(z, \tau) = \int_P p'(z, P, \tau) \cdot \vec{n} \cdot dP, \quad (3)$$

где $p'(z, P, \tau)$ – мгновенные значения пульсаций давления на грани пучка; P , \vec{n} – периметр внешней границы пучка твэлов и нормаль к внешней границе.

Удельные (на единицу длины пучка) гидродинамические силы определялись по измерениям пульсаций давления на внутренней поверхности шести граней чехла в сечениях $z = 72$ мм (в области первого пролета пучка) и $z = 1527$ мм (в области седьмого пролета пучка) от опорной решетки. Представленные на рис. 4 данные показывают, что при одинаковых скоростях течения теплоносителя через ТВС действующие на пучок гидродинамические силы распределены по его длине равномерно только в условиях относительно слабой турбулизации потока на входе в пучок. При существенных возмущениях потока, обусловленных формированием крупномасштабных вихревых структур за дроссельными шайбами, гидродинамические нагрузки на пучок вблизи опорной решетки (первые пролеты пучка) существенно выше по сравнению с удаленной от входа областью.

В качестве механической модели пучка твэлов рассматривается модель балки с пониженной сдвиговой жесткостью (балка С.П. Тимошенко). Движение пучка твэ-

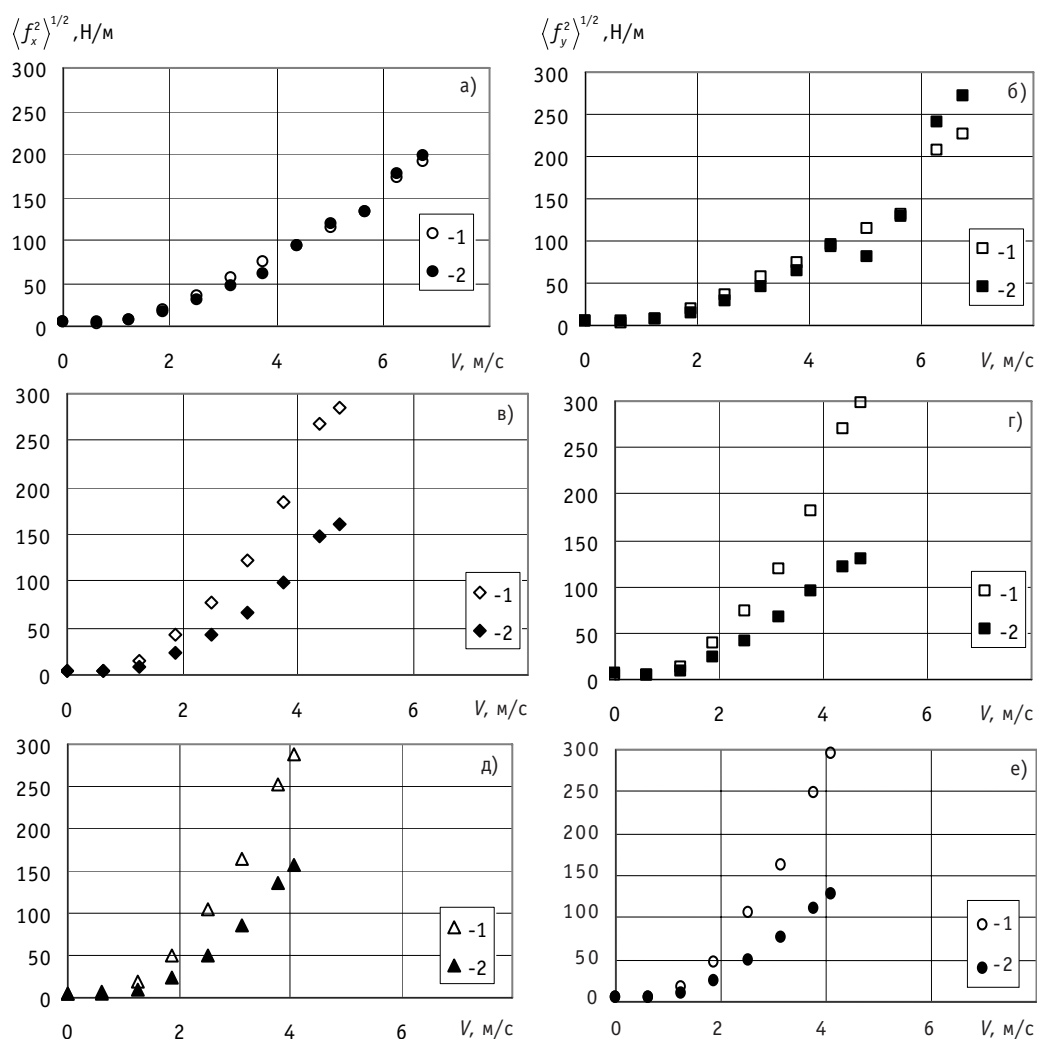


Рис. 4. Среднеквадратичные значения удельных гидродинамических нагрузок на пучок твэлов в сечениях $z = 72$ мм (1) и $z = 1527$ мм (2) в двух взаимно перпендикулярных направлениях (а), в), д) – в направлении перпендикулярно грани пучка; б), г), е) – в плоскости грани пучка) в зависимости от скорости воды в пучке при различных гидродинамических условиях на входе в ТВС: а), б) – невозмущенный турбулентный поток; в), г) – дроссельная шайба 52 мм; д), е) – дроссельная шайба 48,5 мм

лов по схеме балки С.П. Тимошенко [2] можно рассматривать на основе следующей системы дифференциальных уравнений:

$$\begin{aligned}
 \frac{\partial \delta}{\partial z} &= -\vartheta + \frac{Q}{GA_{\text{эф}}}, \\
 \frac{\partial \vartheta}{\partial z} &= \frac{M}{EJ}, \\
 \frac{\partial Q}{\partial z} &= -f_g, \\
 \frac{\partial M}{\partial z} &= Q,
 \end{aligned}
 \tag{4}$$

где δ – поперечное перемещение; ϑ – поворот сечения; Q – внутренняя попереч-

ная сила; M – внутренний изгибающий момент; f_g – внешняя поперечная распределенная нагрузка; $GA_{зф}$ – жесткость сечения на сдвиг; EJ – жесткость сечения на изгиб.

В системе (4) распределенные нагрузки f_g вычисляются с учетом распределенных сил инерции от движения пучка и движения жидкости:

$$f_g = f_{gвн} - nm_T \frac{\partial^2 \delta}{\partial t^2} - \alpha \rho A \left(\frac{\partial^2 \delta}{\partial t^2} + 2v \frac{\partial^2 \delta}{\partial z \partial t} + v^2 \frac{\partial^2 \delta}{\partial z^2} \right), \quad (5)$$

где v – скорость осевого потока жидкости; ρ – плотность жидкости; A – площадь сечения жидкости, вытесненной пучком; α – коэффициент присоединенной массы (т.е. $\alpha \rho A$ – присоединенная масса); m_T – удельная на единицу длины масса одного твэла (кг/м); n – количество твэлов в пучке; $f_{gвн}$ – внешняя распределенная нагрузка.

Все величины в системе (4) представляются в виде разложения в тригонометрические ряды:

$$\begin{aligned} \delta(z, \tau) &= \sum_{k=1}^{\infty} \delta_k(\tau) \sin \frac{k\pi z}{L}, \\ \vartheta(z, \tau) &= \sum_{k=1}^{\infty} \vartheta_k(\tau) \cos \frac{k\pi z}{L}, \\ M(z, \tau) &= \sum_{k=1}^{\infty} M_k(\tau) \sin \frac{k\pi z}{L}, \\ Q(z, \tau) &= \sum_{k=1}^{\infty} Q_k(\tau) \cos \frac{k\pi z}{L}. \end{aligned} \quad (6)$$

Тогда решение задачи сводится к интегрированию по времени системы обыкновенных дифференциальных уравнений для коэффициентов разложения функции прогибов δ_k :

$$\begin{aligned} &\left(\frac{\left(\frac{k\pi}{L} \right)^4 EJ}{GA_{зф} \left(\frac{k\pi}{L} \right)^2 + 1} - v^2 \alpha \rho A \left(\frac{k\pi}{L} \right)^2 \right) \delta_k + (nm_T + \alpha \rho A) \frac{d^2 \delta_k}{dt^2} + \\ &+ b \frac{d\delta_k}{dt} + 2v \alpha \rho A \sum_j B_{kj} \left(\frac{j\pi}{L} \right) \frac{d\delta_j}{dt} = f_{\{k\}}, \quad (7) \\ &B_{kj} = \begin{cases} \frac{4k}{\pi(k^2 - j^2)}, & (k+j) = 2m+1 \\ 0, & (k+j) = 2m. \end{cases} \end{aligned}$$

Эффективная сдвиговая жесткость $GA_{зф}$ подбиралась таким образом, чтобы основная собственная частота колебаний пучка совпадала с экспериментальным значением 3,9 Гц, чем косвенно учитывалась роль дистанционирующих решеток в предположении малых амплитуд колебаний. Динамические характеристики пучка твэлов определяли методом его начального отклонения в плоскости, перпендикулярной оси ТВС. По реализациям сигналов виброакселерометров в составе измерительных каналов с интегрирующими усилителями, отражающих затухающие колебания пучка, определялись его собственная частота, присоединенная масса и коэффициент демпфирования колебаний [3]. При интегрировании системы уравнений (7) принята экспериментально полученная для использованного в данной

работе макета ТВС ВВЭР-440 линейная зависимость коэффициента демпфирования b от продольной скорости в пучке [2].

Гидродинамические нагрузки (5) являются проекциями равнодействующих сил давлений на внутренних поверхностях шести граней чехла на соответствующие координатные оси. Нагрузки записаны в виде дискретного массива данных с временным шагом $5 \cdot 10^{-2}$ с на протяжении 132 с.

Для задания гидродинамических нагрузок по длине пучка с учетом экспериментальной информации в двух сечениях необходимы дополнительные сведения о закономерностях их продольного распределения. Простейший вариант задания гидродинамических нагрузок в промежуточных сечениях основан на наблюдениях за распределением пульсаций давления по длине пучка: принимается, что в первом пролете гидродинамическая нагрузка совпадает с полученной в эксперименте. В остальных сечениях принимаются те же нагрузки, что и в седьмом пролете (в середине пучка), но со сдвигом по времени $\Delta\tau_j$, выбираемым случайным образом:

$$\begin{aligned} f_{xj}(\tau) &= f_x(\tau + \Delta\tau_j), \\ f_{yj}(\tau) &= f_y(\tau + \Delta\tau_j), \\ (j > 1). \end{aligned} \quad (8)$$

Для расчета виброперемещений по уравнениям движения пучка (7) необходимо знание правых частей, т.е. коэффициентов разложения распределенных нагрузок в тригонометрический ряд. Осложнение заключается в том, что указанные нагрузки известны в дискретном наборе сечений ($z_0, z_1, z_2, \dots, z_{10}$), поэтому вычислить интеграл по z обычным образом не удастся. В связи с этим использовалась дискретная форма разложения в тригонометрический ряд:

$$\begin{aligned} f_{x\{k\}}(\tau) &= \frac{\sum_{j=0}^{10} f_{xj}(\tau) \sin \frac{k\pi z_j}{L}}{\sum_{j=0}^{10} \sin^2 \frac{k\pi z_j}{L}}, \\ f_{y\{k\}}(\tau) &= \frac{\sum_{j=0}^{10} f_{yj}(\tau) \sin \frac{k\pi z_j}{L}}{\sum_{j=0}^{10} \sin^2 \frac{k\pi z_j}{L}}, \\ z_j &= j \frac{L}{10}, \end{aligned} \quad (9)$$

где $\{k\}$ – номер гармоники.

На основании вариантных расчетов было установлено, что количество участков по длине пучка твэлов должно соответствовать числу пролетов между дистанционирующими решетками. Соотношения (9) являются точными в тех случаях, когда раскладываемые в ряд нагрузки не содержат очень высоких гармоник по z . В рассматриваемом случае это означает, что (9) будут правильно давать все гармоники вплоть до $k = 10$. Этого вполне достаточно, т.к. обычно в расчете с использованием модели Тимошенко учитываются не более 5–7 гармоник, причем старшие гармоники дают малый вклад в виброперемещения.

Уравнения движения (7) интегрировались с нулевыми начальными условиями на интервале времени от 0 до 4 с при использовании гидродинамических нагрузок, найденных на основе измеренных пульсаций давления в области первого

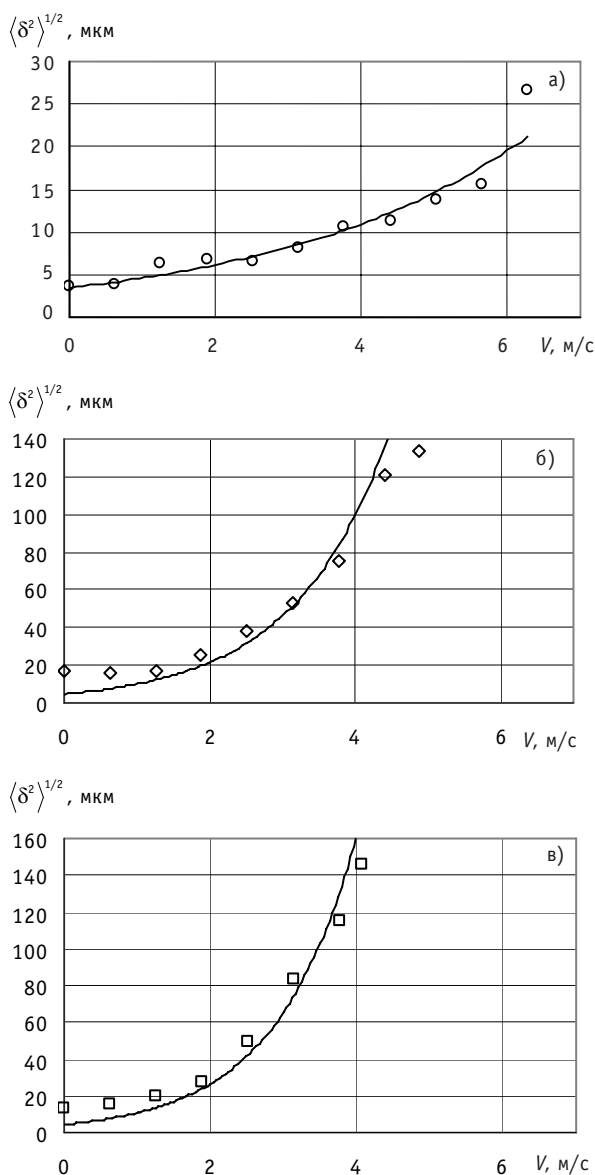


Рис. 5. Сопоставление экспериментальных и расчетных среднеквадратичных значений виброперемещений пучка твэлов в области первого пролета для различных гидродинамических условий на входе в пучок: а) – невозмущенный турбулентный поток; б) – дроссельная шайба 52 мм; в) – дроссельная шайба 48,5 мм (□ – экспериментальные значения; — – расчет)

но не подходит для вычисления напряжений в каждом отдельном твэле. Каждый твэл по отдельности между дистанционирующими решетками представляет собой обычную балку Бернулли. Если приближенно принять, что на первом пролете оси твэлов изогнуты по параболе

$$\delta = Cz^2 \tag{10}$$

(с учетом заделки хвостовиков твэлов в опорной решетке), то кривизна оси у заделки будет равна

пролета и в середине пучка. На основе полученных данных определяются среднеквадратичные значения виброперемещений по осям x и y и соответствующее им среднеквадратичное значение модуля результирующего вектора виброперемещений. Представленные на рис. 5 результаты расчетов согласуются с экспериментальными значениями виброперемещений пучка твэлов в области первого пролета. Для условий формирования потока дроссельными шайбами характерно существенное превышение гидродинамических нагрузок в области первых пролетов пучка по сравнению с серединой пучка (см. рис. 4). Это обстоятельство приводит к более высоким интенсивностям вибраций именно вблизи опорной решетки. На основе классических представлений пучка твэлов как балки Бернулли этот результат не может быть получен. В то же время схема балки С.П. Тимошенко с малой сдвиговой жесткостью позволяет объяснить наблюдаемое в экспериментах превышение уровней виброперемещений на первом пролете по сравнению с серединой пучка.

Опасность вибраций пучка твэлов определяется не столько уровнями прогибов, сколько напряжениями в твэлах, вызываемыми виброперемещениями. Напряжения в твэлах пропорциональны кривизне их изогнутых осей. Схема балки С.П. Тимошенко применима для пучка в целом,

$$\delta''(0) = 2C = \frac{2\delta_{\max}}{L_0^2}. \quad (11)$$

Из соотношения (11) видно, что большие кривизны (а значит, и большие напряжения) на первом пролете связаны не только с большими прогибами, но и с малой длиной пролета, на котором накапливаются большие прогибы.

Таким образом, разработанная модель пучка твэлов ТВС водоохлаждаемых реакторов как балки с пониженной сдвиговой жесткостью (балки С.П. Тимошенко) позволяет объяснить полученные в эксперименте более высокие уровни виброперемещений пучка в области первых пролетов, т.е. вблизи нижней опорной решетки по сравнению с серединой пучка. Повышенные уровни виброперемещений около нижней опорной решетки обусловлены более высокими гидродинамическими нагрузками, создаваемыми потоком теплоносителя на начальном гидродинамическом участке за нижней опорной решеткой. Полученные экспериментально по пульсациям давления потока теплоносителя в зазоре между шестигранной чехловой трубой и внешней поверхностью пучка твэлов гидродинамические нагрузки использованы при численном интегрировании уравнений малых перемещений пучка. Результаты расчета согласуются с измеренными виброперемещениями пучка полномасштабного макета ТВС ВВЭР-440.

Литература

1. Фролов К.В., Махутов Н.А., Каплунов С.М. и др. Динамика конструкций гидроаэроупругих систем. – М.: Наука, 2002. – 397 с.
2. Бидерман В.Л. Теория механических колебаний: Учебник для вузов. – М.: Высшая школа, 1980. – 408 с.
3. Солонин В.И., Перевезенцев В.В. Гидродинамически возбуждаемые вибрации пучка твэлов при различных характеристиках теплоносителя на входе в ТВС ВВЭР-440 // Известия вузов. Машиностроение. – 2006. – № 3. – С. 23-29.

Поступила в редакцию 24.10.2007

ЭФФЕКТИВНАЯ ТЕПЛОПРОВОДНОСТЬ ПУЧКОВ СТЕРЖНЕЙ И ТРУБ ПРИ ИХ СЛУЧАЙНЫХ ОТКЛОНЕНИЯХ ОТ ПРАВИЛЬНОЙ РЕШЕТКИ

В.С. Федотовский, А.И. Орлов

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского



В статье представлены результаты численного моделирования эффективной теплопроводности трансверсально анизотропных пучков стержней в сплошной проводящей среде, образованных круговыми цилиндрами, расположенными в узлах вытянутых и сжатых в направлении распространения теплового потока прямоугольной и треугольной решеток. Аналогичное численное моделирование выполнено для анизотропных пучков эллиптических цилиндров. Рассмотрена эффективная теплопроводность стержневых пучков в сплошной проводящей среде при случайных отклонениях стержней от узлов правильной квадратной и треугольной решеток. Отклонения от узлов правильной квадратной решетки задавались в виде смещений по двум осям с помощью программного генератора равномерно распределенных случайных чисел в диапазоне (0,1).

Ключевые слова: эффективная теплопроводность, гетерогенные среды, стержни в правильной решетке.

Keywords: effective heat conductivity, heterogeneous medium, rod bundle, tube bundle, computer modeling.

ВВЕДЕНИЕ

Эффективная теплопроводность пучков стержней и труб является одним из теплофизических свойств, необходимых для проведения расчетов теплогидравлических характеристик тепловыделяющих сборок, теплообменных аппаратов и парогенераторов.

В понятие эффективной теплопроводности может входить как собственно теплопроводность теплоносителя с пучками стержней или труб, так и эффекты турбулентной теплопроводности, межканального перемешивания, фазовые переходы, связанные с процессами замораживания и плавления жидкометаллических теплоносителей. В данной статье рассматривается поперечный перенос тепла в стержневой сборке. Задача является актуальной, например, в натриевых реакторах, если учитывать большую величину подогрева теплоносителя от входа до выхода в быстрых реакторах (200°C для натрия по сравнению с 30°C для воды) и относительно малые размеры активной зоны (без зоны воспроизводства около

метра по сравнению с 3,5 метрами в водяных реакторах).

В ГНЦ РФ-ФЭИ на основе концепции эффективных динамических свойств гетерогенных сред [4] и термомеханической аналогии [1] была получена формула для эффективной теплопроводности среды λ^* с включениями произвольной формы:

$$\frac{\lambda}{\lambda^*} = 1 + \frac{(1+\gamma)(\lambda/\lambda_0 - 1)\varphi}{\lambda/\lambda_0 + \gamma}, \quad (1)$$

где γ – форм-фактор включений, имеющий в гидродинамике смысл коэффициента присоединенной массы; φ – объемная концентрация включений, λ – коэффициент теплопроводности среды; λ_0 – коэффициент теплопроводности включений.

В общем случае формула (1) описывает зависимость тензора эффективной теплопроводности анизотропных гетерогенных сред, где форм-фактор γ является тензором второго ранга.

В частности, для не слишком концентрированных гетерогенных сред с однонаправленными и равномерно распределенными цилиндрическими включениями из (1) следует формула для поперечной компоненты тензора эффективной теплопроводности

$$\frac{\lambda^*}{\lambda} = \frac{(1-\varphi) + (\lambda/\lambda_0)(1+\varphi)}{(1+\varphi) + (\lambda_0/\lambda)(1-\varphi)}, \quad (2)$$

известная как формула Максвелла.

Для концентрированных систем с цилиндрическими включениями при подстановке в (1) более точных зависимостей для γ также были получены формулы, хорошо согласующиеся с результатами [7–8]. В частности, для достаточно тесных пучков стержней ($X < 1,2$), образующих правильную треугольную или квадратную решетки, формулы для эффективной теплопроводности имеют вид

$$\frac{\lambda^*}{\lambda} = \frac{X\sqrt{X-1}}{\sqrt{6}} \left[\arctg \left(\sqrt{\frac{2}{X-1}} \operatorname{tg} \frac{\pi}{12} \right) \right]^{-1}, \quad (3)$$

$$\frac{\lambda^*}{\lambda} = \frac{X\sqrt{X-1}}{\sqrt{2}} \left[\arctg \left(\sqrt{\frac{2}{X-1}} \operatorname{tg} \frac{\pi}{8} \right) \right]^{-1}, \quad (4)$$

где X – относительный шаг пучков.

Для определения области применимости общей формулы (1) и ряда ее частных случаев были выполнены численные расчеты по методу конечных элементов в двухмерной области. Программы писались в языковой среде Matlab. В дальнейшем применение данной методики возможно в трехмерных задачах с учетом турбулентного и конвективного переноса тепла.

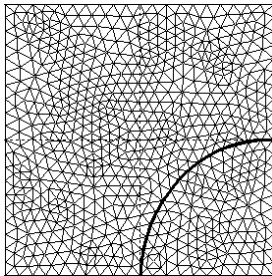


Рис. 1. Элементарная ячейка пучка

На основании достаточно точных численных решений задач стационарной теплопроводности на представительных ячейках методом конечных элементов получены зависимости для компонент тензора эффективной теплопроводности в главных осях и приведено сравнение с формулами, полученными аналитически для гетерогенных сред различной структуры (см. рис. 1, 2). В результате сравнения определены пределы применимости полученных формул и намечены способы их уточнения.

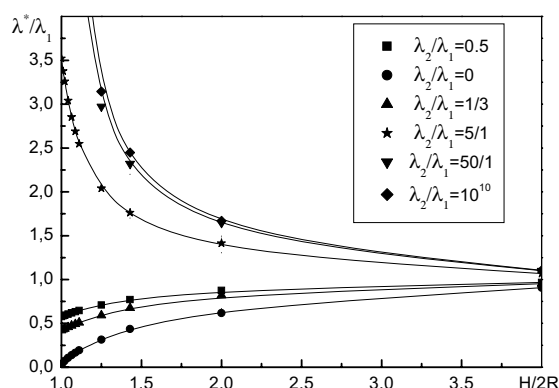


Рис.2. Зависимость эффективной теплопроводности от относительного шага

КВАДРАТНАЯ УПАКОВКА ЦИЛИНДРИЧЕСКИХ СТЕРЖНЕЙ

Численные расчеты эффективной теплопроводности были выполнены методом конечных элементов на элементарной ячейке пучка, показанной на рис. 1.

Из решения уравнения Лапласа

$$\Delta T = 0, \tag{5}$$

удовлетворяющего граничным условиям а) на левой границе температура $T=100$; на правой – температура $T = 0$; б) на верхней и нижней границах выполняется условие $dT/dy = 0$, были получены поля распределения тепловых потоков на боковых сторонах ячейки и их интегральные значения. Эффективная теплопроводность определялась как отношение теплового потока через гетерогенную ячейку к тепловому потоку через такую же ячейку, заполненную однородной средой:

$$\lambda^*/\lambda_1 = Q_{\text{гет}}/Q_{\text{одн}}. \tag{6}$$

Расчеты были проведены для различных отношений теплопроводности материала стержней и сплошной среды ($\lambda_2/\lambda_1=0; 1/2; 1/3; 5; 50; 10^{10}$). Результаты расчетов представлены точками на рис. 2 в зависимости от относительного шага квадратной решетки стержней.

ТРЕУГОЛЬНАЯ УПАКОВКА ЦИЛИНДРИЧЕСКИХ СТЕРЖНЕЙ

Аналогичные численные расчеты были проведены для эффективной теплопроводности гетерогенной среды с пучками стержней, образующими правильную треугольную решетку. Элементарная ячейка для этого случая показана на рис. 3.

На рис. 4 приведены зависимости эффективной теплопроводности в зависимости от объемной концентрации для различных соотношений теплопроводностей.

ТРЕУГОЛЬНАЯ УПАКОВКА ТРУБ

Для моделирования был выбран тип труб с отношением толщины стенки трубы к диаметру 0.4/6.9 (трубы с такими параметрами были использованы в расчетах [6]).

Теплопроводность стенок труб принята равной $\lambda=1$. Отношения коэффициентов теплопроводности среды внутри труб λ_2 и теплопроводности среды вне трубы λ_1 принимали значения 3, 2, 0.2, 0.02.

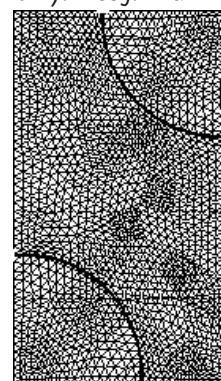


Рис. 3. Элементарная ячейка для эффективной теплопроводности гетерогенной среды с пучками стержней, образующими правильную треугольную решетку

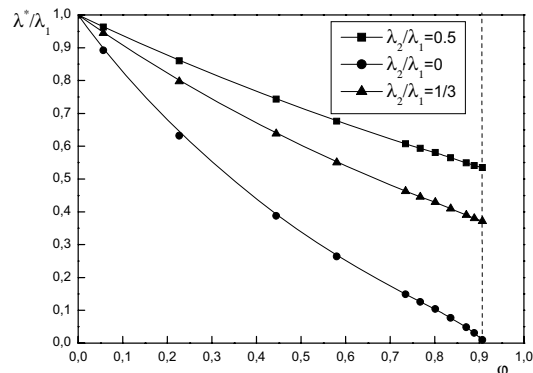


Рис. 4. Зависимости эффективной теплопроводности от объемной концентрации для $\lambda_2/\lambda_1=1/2$; 0; 1/3

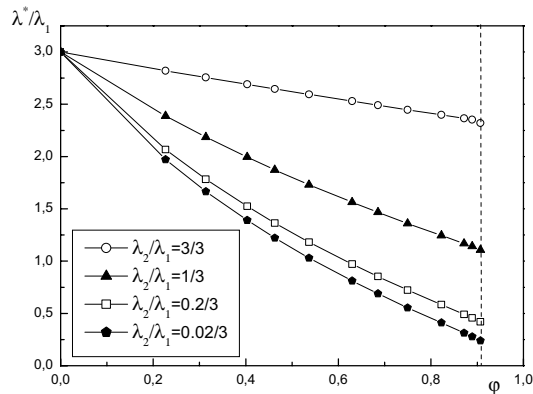


Рис. 5. Зависимости эффективной теплопроводности от объемной концентрации для $\lambda_2/\lambda_1 = 3/3$; 1/3; 0.2/3; 0.02/3

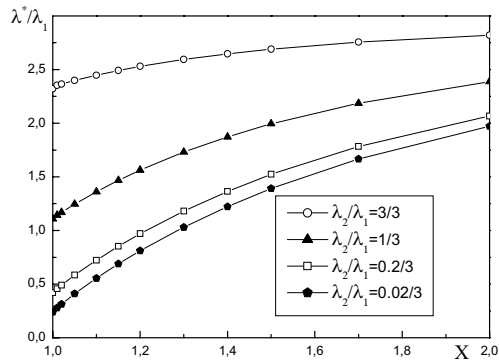


Рис. 6. Зависимости эффективной теплопроводности от относительного шага для $\lambda_2/\lambda_1 = 3/3$; 1/3; 0.2/3; 0.02/3

Результаты численных расчетов (точки) и аналитические зависимости (сплошные линии) для эффективной теплопроводности от относительного шага X и от объемной концентрации ϕ представлены на рис. 5, 6.

ПРЯМОУГОЛЬНАЯ УПАКОВКА СТЕРЖНЕЙ

Аналогичным образом численные расчеты были выполнены для трансверсально анизотропных пучков стержней с различными относительными шагами X_1 и X_2 в двух направлениях. Концентрация стержней постоянна:

$$\lambda_2/\lambda_1 = 1/3; 3; 1/10; 10; 1/10^5.$$

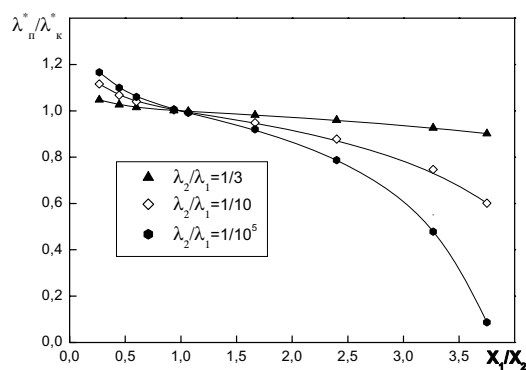


Рис. 7. Зависимости отношения эффективной теплопроводности прямоугольной ячейки $\lambda^*_п$ к эффективной теплопроводности квадратной ячейки $\lambda^*_к$ от отношения шагов X_1/X_2

На рис. 7 приведены зависимости отношения эффективной теплопроводности прямоугольной ячейки $\lambda^*_п$ к эффективной теплопроводности квадратной ячейки $\lambda^*_к$ от отношения относительных шагов X_1/X_2 .

КВАДРАТНАЯ УПАКОВКА ЭЛЛИПТИЧЕСКИХ ЦИЛИНДРОВ

Аналогичные расчеты были проведены для квадратных упаковок эллипсов, где их концентрация для каждой серии моделей постоянна $\phi = \frac{\pi ab}{X_1 X_2} = const$, где X_i – сторона квадрата. Всего построено три серии моделей для площадей ячейки

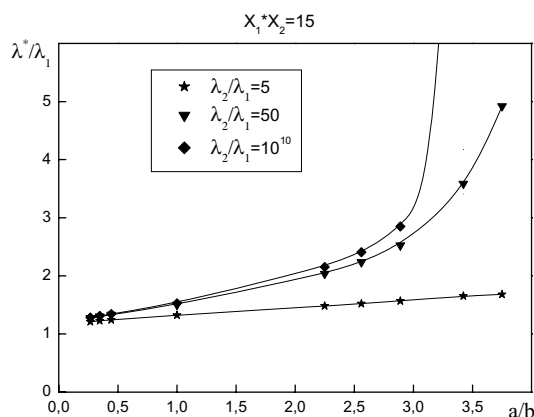


Рис. 8. Зависимости эффективной теплопроводности от отношения полуосей эллипса a/b

$X_1 X_2 = 15; 25; 100$.

На рис. 8 приведены зависимости эффективной теплопроводности от отношения полуосей эллипса a/b для концентрации $\phi=0,21$.

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ

На ниже приведенных рисунках приведено сравнение полученных численных результатов с аналитическими формулами и ранее полученными численными решениями [6] для различных соотношений теплопроводности включений и среды.

На рис. 9 приведены зависимости эффективной теплопроводности для случая большой разницы теплопроводностей включений и среды. Видно, что с увеличением концентрации включений наши расчеты существенно уточняют формулу Максвелла и уточненные формулы.

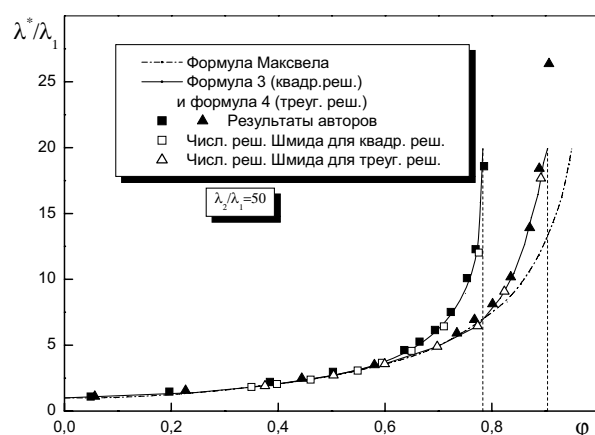


Рис. 9. Эффективная теплопроводность среды с цилиндрическими включениями в квадратной и треугольной решетках для $\lambda_2/\lambda_1=50$

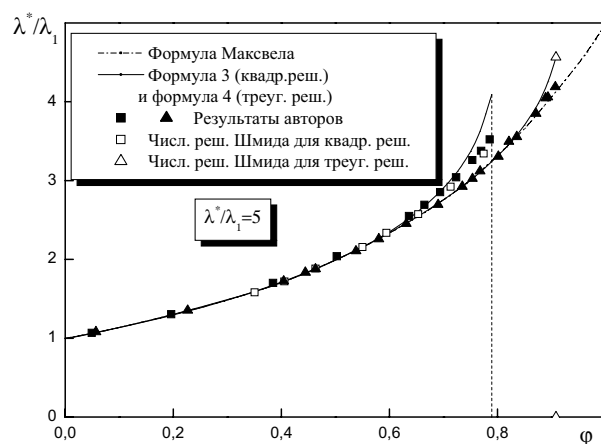


Рис. 10. Эффективная теплопроводность среды с цилиндрическими включениями в квадратной и треугольной решетках для $\lambda_2/\lambda_1=5$

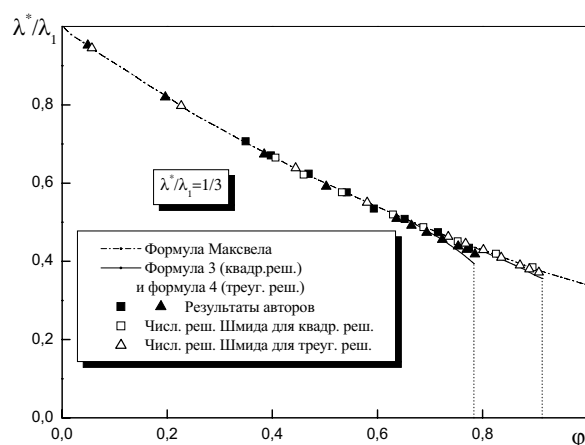


Рис. 11. Эффективная теплопроводность среды с цилиндрическими включениями в квадратной и треугольной решетках для $\lambda_2/\lambda_1=1/3$

Из графиков видно, что при малых и умеренных концентрациях включений эффективная теплопроводность неплохо описывается формулой (4), хорошо согласуется с результатами численных расчетов Й. Шмида и нашими численными расчетами. Однако при больших концентрациях включений формулы (3), (4), полученные с использованием моделей микроячеек, имеют отличия от более точных численных расчетов.

ПСЕВДОСЛУЧАЙНОЕ РАСПОЛОЖЕНИЕ ЦИЛИНДРОВ В УПАКОВКЕ

Для определения влияния случайных отклонений цилиндров от своего нормального положения в правильной квадратной решетке на эффективную теплопроводность был произведен комплекс расчетов псевдослучайно сгенерированных решеток для ряда выбранных значений концентрации.

Построение решеток с псевдослучайно расположенными стержнями осуществлялось путем задания двухкомпонентного случайного смещения стержня от узла правильной решетки. Каждая из компонент смещения вычислялась с помощью программного генератора равномерно распределенных случайных чисел с условием непересечения границ цилиндров.

Для каждой из выбранных концентраций $\phi = 0,2; 0,39; 0,5; 0,64; 0,73$ генерировалось по 20 случайных матриц смещений, производились построение двумерной модели и расчет ее эффективной теплопроводности.

На графиках сплошной линией показаны значения эффективной теплопровод-

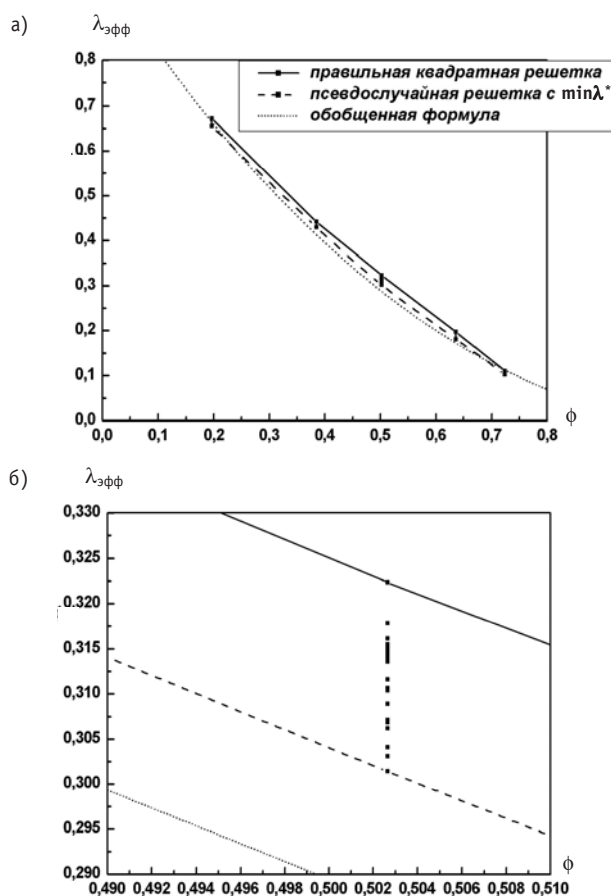


Рис. 12. Зависимость эффективной теплопроводности от концентрации

ности для правильной квадратной упаковки цилиндров, штриховой линией – минимальные значения эффективной теплопроводности для всей выборки, пунктирной линией – обобщенная формула. Как показали численные расчеты, наибольшее отклонение эффективной теплопроводности пучков с псевдослучайным расположением стержней от теплопроводности пучков с регулярной решеткой имеет место при концентрации 0,5–0,65 и составляет 6–7% .

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Достаточно высокая точность полученных расчетных данных позволяет считать их эталонными для сопоставления с результатами приближенного математического моделирования и выводов относительно точности моделей и области применимости.

Из сравнения полученных численных решений по эффективной теплопроводности гетерогенных систем в виде трансверсально анизотропных пучков стержней с результатами расчетов по приближенным математическим моделям можно сделать следующие выводы.

1. Результаты данных расчетов хорошо согласуются с аналитическими решениями.
2. В области высоких концентраций данные расчеты дополняют уточненные формулы расчета эффективной теплопроводности.
3. Данный способ расчета позволяет получить точные результаты расчета эффективной теплопроводности более сложных систем, для которых не получено точных аналитических решений, что продемонстрировано на примере квадратной упаковки эллипсоидов.
4. Полученные результаты численных расчетов могут использоваться для вычисления более точных значений коэффициентов присоединенных масс цилиндрических включений в гетерогенных средах.

Литература

1. Федотовский В.С. Термомеханическая аналогия (теплопроводность и динамическая плотность гетерогенных сред): Препринт ФЭИ-2107. – Обнинск, 1990.
2. Дульнев Г.Н., Заричняк Ю.П. Теплопроводность смесей и композиционных материалов: Справочная книга. – Л., 1974.
3. Чудновский А.Ф. Теплофизические характеристики дисперсных материалов. – М.: Физматгиз, 1962.
4. Федотовский В.С. Эффективная теплопроводность гетерогенных материалов/Теплопроводность и изоляция: Тр. 1-й Рос. нац. конф. по теплообмену. Т.10. Ч.2. – М.: МЭИ, 1994. – С. 116-120.
5. Федотовский В.С. Эффективная теплопроводность гетерогенных систем типа трубных пучков/Теплопроводность и изоляция: Тр. 2-й Рос. нац. конф. по теплообмену. Т.7. – М.: МЭИ, 1998. – С. 232-235.
6. Шмид Й. Расчет эффективного поперечного коэффициента теплопроводности для правильной треугольной и квадратной решеток: Отчет. – Ржеж, 1981.
7. McPhedran and McKenzie The Conductivity of Lattices of Spheres 1, The Simple Cubic Lattices/ Proc.Roy.Soc. London. A359, 1978.
8. McPhedran, McKenzie and Derric The Conductivity of Lattices of Spheres 2, The Body Centered and Face Centered Lattices/ Proc.Roy.Soc. London. A362, 1978.

Поступила в редакцию 18.07.2008

ОПТИМИЗАЦИЯ СЕТЕВЫХ ГРАФИКОВ ЗАМЕНЫ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ АЭС С ВВЭР-1000 С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ АППАРАТА НЕЛИНЕЙНОГО МАТЕМАТИЧЕСКОГО ПРОГРАММИРОВАНИЯ

Н.И. Евжик*, А.Н. Сесекин*, О.Л. Ташлыков*, С.Е. Щеклеин*,

А.А. Кадников**

*ГОУВПО «Уральский государственный технический университет – УПИ»

**ОАО «Атомэнергоремонт»



Показаны пути сокращения сроков замены парогенераторов (ПГ) АЭС с ВВЭР-1000. Обоснована необходимость оптимизации сетевых графиков замены парогенераторов для минимизации сроков простоя энергоблока АЭС. Описана разработка алгоритма и расчетной программы определения критического пути и оптимизации сетевого графика производства работ по замене четырех парогенераторов. Приведен пример оптимизации сроков замены четырех парогенераторов.

Парогенератор является важнейшим элементом АЭС, который обеспечивает выработку пара для турбогенератора и охлаждение активной зоны реактора. Предельное состояние ПГ наступает в случае невозможности выполнять им свои функции (отвода тепла от теплоносителя первого контура и генерации сухого насыщенного пара), а также при нарушении пределов безопасной эксплуатации (нарушении целостности защитного барьера и невозможности ее восстановления) [1].

Несмотря на значительные достижения в понимании причин и механизмов, приводящих к преждевременному выходу из строя ПГ, и интенсивное международное сотрудничество, направленное на увеличение их ресурса, пока не удалось найти реальных путей доведения этого ресурса до фактически возможных сроков службы АЭС, действующих в настоящее время в России и за рубежом. Для продления сроков эксплуатации энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 сверх проектного, а в ряде случаев для обеспечения проектного срока службы необходима замена парогенераторов, которая требует трудоемких и дорогостоящих работ со значительными дозовыми нагрузками на персонал [2].

Как показывает анализ предыдущих замен, технические мероприятия, внедренные в процессе замены парогенераторов на Балаковской АЭС в 1999–2000 гг., а также доработка проекта производства работ с учетом новых разработок для Нововоронежской АЭС (2009 г.) позволяют сократить продолжительность замены ПГ на 20–30 суток [3].

Особенностью проведения замены четырех ПГ энергоблока АЭС с ВВЭР-1000 является зависимость выполняемых операций от работы полярного крана реакторного отделения, который используется при демонтаже старого и установке нового парогенератора, открытии и закрытии перекрытий над парогенераторами и т.д. Дальнейшей минимизации сроков простоя энергоблока АЭС при замене ПГ можно добиться оптимизацией организации работ.

В связи с этим был разработан алгоритм оптимизации сетевого графика замены четырех ПГ. Для разработки алгоритма расчета многочисленных работ процесса замены ПГ были укрупнены по специализации работников (демонтажные и монтажные, сварочные, контрольные работы и т.д.) до семи этапов (рис.1) [4].

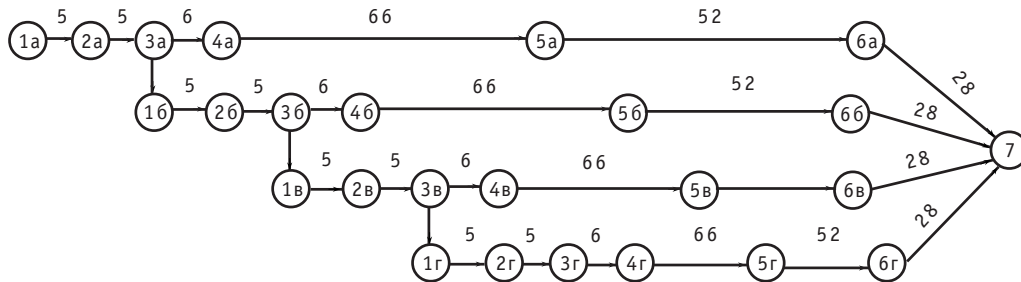


Рис.1. Исходная сетевая модель задачи: 1–2 – демонтаж парогенератора; 2–3 – установка нового парогенератора; 3–4 – приварка главного циркуляционного трубопровода; 4–5 – приварка парового коллектора и паропровода; 5–6 – приварка трубопроводов обвязки парогенератора; 6–7 – завершающие работы на парогенераторе

Фактический расчет сетевой модели, соответствующей конкретному проекту, сводится к решению последовательности следующих задач:

- 1) для сформированной сетевой модели находятся все критические операции, т.е. операции, для которых отсутствуют резервы времени;
- 2) формируется критический путь, т.е. непрерывная последовательность критических операций, таких, что начальная операция выходит из начального события, а последняя операция завершается финальным событием.

По представленному варианту сетевого графика продолжительность замены четырех парогенераторов ($t_{кр}$) составляет 192 сут.

При заданном количестве работников минимизации сроков выполнения всех работ по замене парогенераторов можно добиться только перераспределением специалистов между работами на отдельных парогенераторах. При этом увеличивается время на замену первого (второго) парогенератора и уменьшается на замену последующих, как будет показано далее. Работы по замене отдельных парогенераторов должны закончиться одновременно (или с минимальной разницей во времени) (рис. 2).

Данную задачу можно решать как оптимизационную. Целью этого является минимизация времени, затрачиваемого на замену всех четырех парогенераторов.

Составим математическую модель задачи. Обозначим через M трудоемкость всех работ с 3 по 7 событие на одном парогенераторе. Эта величина вычисляется по формуле

$$M = 45 \cdot \sum_{i=3}^6 t_{i,i+1}$$

и в рассматриваемом случае равна 6840 чел·сут ($t_{i,i+1}$ – продолжительность работ с i -го по $i+1$ событие). Пусть x_{ij} – количество человек, работающих на j -м этапе работ по замене i -го парогенератора в течение суток (т.е. за 3 смены).

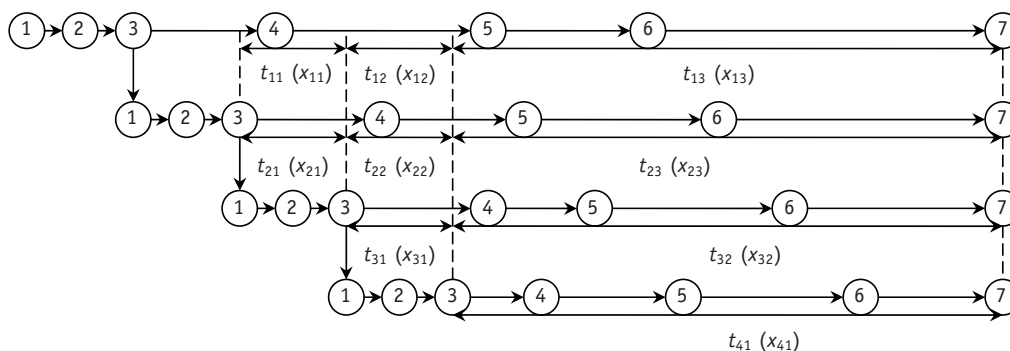


Рис. 2. Оптимизированный сетевой график замены четырех парогенераторов: t_{ij} – продолжительность выполнения j -го этапа работ на i -м парогенераторе; x_{ij} – общее количество человек, работающих на j -м этапе работ по замене i -го парогенератора (в течение суток)

Из общей трудоемкости по замене парогенератора вычтем объемы работ, которые сделает за 10 суток бригада численностью 45 человек, за время t_{11} (10 суток) – численностью x_{11} , за время t_{12} (10 сут) – численностью x_{12} (см. рис.2). Разделив полученное значение на x_{13} , получим время, за которое будут проведены все последующие работы на первом парогенераторе. Это время не должно превосходить время, за которое будут проведены работы с 3 по 7 событие на четвертом парогенераторе. В результате получим неравенство

$$\frac{M - 45 \cdot 10 - 10 \cdot x_{11} - 10 \cdot x_{12}}{x_{13}} \leq \frac{M}{x_{41}}. \quad (1)$$

Рассуждая аналогично, для второго парогенератора получим неравенство

$$\frac{M - 10 \cdot x_{21} - 10 \cdot x_{22}}{x_{23}} \leq \frac{M}{x_{41}}, \quad (2)$$

а для третьего –

$$\frac{M - 10 \cdot x_{31}}{x_{32}} \leq \frac{M}{x_{41}}. \quad (3)$$

Из условия, что максимальная численность бригады составляет 45 человек, можно записать три уравнения:

$$\begin{aligned} x_{11} + x_{21} &= 90, \\ x_{12} + x_{22} + x_{31} &= 135, \\ x_{13} + x_{23} + x_{32} + x_{41} &= 180. \end{aligned} \quad (4)$$

Введем функционал

$$f = \frac{M}{x_{41}}, \quad (5)$$

который задает время выполнения работ на последнем парогенераторе и в силу неравенств (1)–(3) определяет время завершения всех работ.

В результате мы получили задачу нелинейного программирования [5]: требуется минимизировать функционал (5) при выполнении условий (1)–(4) и условия неотрицательности на все переменные.

Численное решение этой задачи нелинейного программирования показало, что минимальное значение функционала (5) будет иметь место тогда, когда в выражениях (1)–(3) будет реализовываться точное равенство. Такое решение представляется естественным, т.к. при этом работы на всех парогенераторах закончатся одновременно и людские ресурсы будут использованы максимально эффективно.

Учитывая свойство оптимального решения, можно получить явный вид для искомого решения. Для оптимального решения искомые переменные должны удовлетворять системе уравнений

$$\begin{cases} \frac{M - 45 \cdot 10 - 10 \cdot x_{11} - 10 \cdot x_{12}}{x_{13}} = \frac{M}{x_{41}} \\ \frac{M - 10 \cdot x_{21} - 10 \cdot x_{22}}{x_{23}} = \frac{M}{x_{41}} \\ M - 10 \cdot x_{31} = \frac{M}{x_{32} \cdot x_{41}} \\ x_{11} + x_{21} = 90 \\ x_{12} + x_{22} + x_{31} = 135 \\ x_{13} + x_{23} + x_{32} + x_{41} = 180. \end{cases} \quad (6)$$

Преобразуем систему (6) к виду

$$\begin{cases} (M - 450 - 10 \cdot x_{11} - 10 \cdot x_{12}) \cdot x_{41} = M \cdot x_{13} \\ (M - 10 \cdot x_{21} - 10 \cdot x_{22}) \cdot x_{41} = M \cdot x_{23} \\ (M - 10 \cdot x_{31}) \cdot x_{41} = M \cdot x_{32} \\ x_{11} + x_{21} = 90 \\ x_{12} + x_{22} + x_{31} = 135 \\ x_{13} + x_{23} + x_{32} + x_{41} = 180. \end{cases} \quad (7)$$

Из этой системы величина x_{41} определяется однозначно при заданных исходных параметрах:

$$x_{41} = \frac{180 \cdot M}{4 \cdot M - 2700} = 49,93 \text{ чел.}$$

Нецелое значение количества человек говорит о необходимости перехода работника в течение смены на другой участок работы. Условие получения целых значений будет введено ниже.

Минимальное время, за которое могут быть выполнены работы с 3 по 7 событие при замене четвертого парогенератора, составляет

$$t = \frac{M}{x_{41}} = 137 \text{ сут.}$$

Следовательно, при заданных исходных параметрах продолжительность выполнения работ по оптимизированному сетевому графику равна

$$t_{\text{кр}}^{\text{онт}} = t_{1a2a} + t_{2a3a} + t_{1b2b} + t_{2b3b} + t_{1b2b} + t_{2b3b} + t_{1\Gamma2\Gamma} + t_{2\Gamma3\Gamma} + \frac{M}{x_{41}} = 177 \text{ сут,}$$

где t – длительность выполнения работы; 1, 2, 3 – номер события сетевого графика; а, б, в, г – номера парогенераторов (см.рис.1).

При этом относительное сокращение продолжительности замены четырех парогенераторов при оптимизации сетевого графика составляет

$$\delta = \frac{t_{\text{кр}} - t_{\text{кр}}^{\text{онт}}}{t_{\text{кр}}} = 7,8\%.$$

Дальнейшей целью решения поставленной задачи является определение распределения работников по этапам работ, которое и обеспечивает сокращение продолжительности замены парогенераторов за счет выравнивания сроков завершения работ на отдельных парогенераторах.

Преобразуем систему уравнений (7), приняв замену $t = \frac{M}{x_{41}}$:

$$\begin{cases} M - 450 - 10 \cdot x_{11} - 10 \cdot x_{12} = t \cdot x_{13} \\ M - 10 \cdot x_{21} - 10 \cdot x_{22} = t \cdot x_{23} \\ M - 10 \cdot x_{31} = t \cdot x_{32} \\ x_{11} + x_{21} = 90 \\ x_{12} + x_{22} + x_{31} = 135 \\ x_{13} + x_{23} + x_{32} = 180 - x_{41}. \end{cases}$$

В этой системе 6 уравнений с 9 неизвестными. Произвольно выбрав 3 переменных x_{11} , x_{12} , x_{23} , выразим через них остальные:

$$\begin{cases} x_{13} = \frac{M - 450 - 10 \cdot x_{11} - 10 \cdot x_{12}}{t} \\ x_{22} = \frac{M - 10 \cdot (90 - x_{11}) - t \cdot x_{23}}{10} \\ x_{21} = 90 - x_{11} \\ x_{31} = 135 - x_{12} - \frac{M - 10 \cdot (90 - x_{11}) - t \cdot x_{23}}{10} \\ x_{32} = \frac{M - 10 \cdot (135 - x_{12} - \frac{M - 10 \cdot (90 - x_{11}) - t \cdot x_{23}}{10}) - t \cdot x_{23}}{t} \\ x_{41} = \frac{180 \cdot M}{4 \cdot M - 2700}. \end{cases}$$

Из системы видно, что величина x_{41} определяется однозначно, и позволяет рассчитать минимальное время замены последнего парогенератора. Для определения свободных переменных x_{11} , x_{12} , x_{23} , которые могут принимать любые неотрицательные значения, воспользуемся методом перебора, введя дополнительные ограничения:

- количество человек не может быть отрицательным;
- количество человек x_{41} , занятых на работах по замене четвертого парогенератора, максимально;
- соотношения количеств работников должны быть

$$\begin{aligned} x_{41} &> x_{32} > x_{23} > x_{13}, \\ x_{31} &> x_{22} > x_{12}, \\ x_{21} &> x_{11}; \end{aligned}$$

- продолжительность выполнения работ бригадами численностью x_{13} (ПГ №1), x_{23} (ПГ №2), x_{32} (ПГ №3) и x_{41} (ПГ №4) составляет 137 дней (см. рис.2);
- продолжительность выполнения работ с первого по третье событие на всех парогенераторах составляет 10 дней.

Расчеты, выполненные с учетом этих ограничений, выявили 9 вариантов оптимального распределения работников по этапам работ, в том числе дробные, что означает необходимость перехода работников с объекта на объект в течение смены, что в реальных условиях реализовать практически невозможно.

Поэтому было введено дополнительное условие, исключающее переход работников с объекта на объект в течение смены. В результате был получен один вариант оптимального распределения работников по этапам работ (табл. 1). При этом работы на отдельных парогенераторах будут заканчиваться с некоторым сдвигом.

Таблица 1

M	t_{13}	t_{23}	t_{32}	t_{41}	x_{11}	x_{12}	x_{13}	x_{21}	x_{22}	x_{23}	x_{31}	x_{32}	x_{41}
6840,00	135,37	136,98	135,72	137,00	41	43	41	49	46	42	46	47	50

На рис. 3 представлена диаграмма сроков замены отдельных парогенераторов по оптимизированному сетевому графику.

Для решения подобных задач было специально разработано программное обеспечение в среде программирования DELPHI, которое имеет доступный интерфейс и позволяет определять оптимальное распределение работников по этапам параллельно выполняемых работ с целью минимизации сроков.

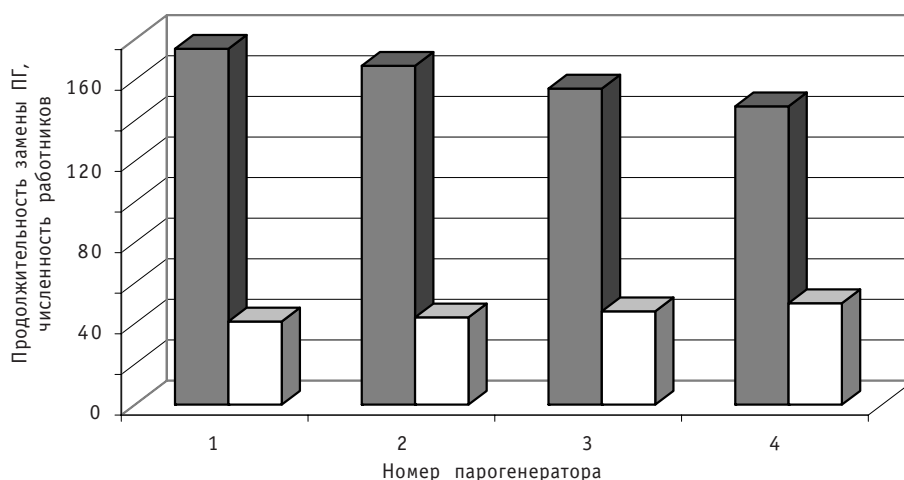


Рис. 3. Продолжительность замены парогенераторов и численность работников по оптимизированному графику: ■ – продолжительность замены; □ – численность

ВЫВОДЫ

1. При устранении объективных и субъективных причин, вызывающих задержки в производстве работ по замене парогенераторов АЭС с реактором ВВЭР-1000, дальнейшее сокращение сроков замены может быть достигнуто путем оптимизации сетевого графика.

2. Оптимизация продолжительности работ, выполняемых одновременно на нескольких объектах и связанных с ограничением по использованию монтажного и ремонтного оборудования, путей транспортировки и т.д., возможна с помощью перераспределения рабочей силы.

3. Полученное с помощью разработанных расчетных программ оптимальное распределение работников по этапам работ позволяет сократить общую продолжительность замены 4-х парогенераторов на 15 суток или на 7,8% относительно запланированной.

4. Разработанные расчетные программы могут быть использованы в различных отраслях экономики для планирования работ, одновременно выполняемых на нескольких объектах при ограничениях в использовании монтажной, ремонтной и другой техники.

Литература

1. *Ташлыков О.Л., Кадников А.А.* О проблеме продления ресурса и замене парогенераторов АЭС с реакторами ВВЭР-1000/Перспективные энергетические технологии. Экология, экономика, безопасность и подготовка кадров//Сборник научных трудов. – Екатеринбург: ООО ИД «Урал Юр Издат», 2006. – С.36-46.
2. *Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Кадников А.А.* Анализ повреждаемости парогенераторов, обогреваемых водой под давлением, с точки зрения контролируемого продления ресурса до замены парогенераторов//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – №4. – С.93-102.
3. *Кадников А.А., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е.* Оптимизация работ по замене парогенераторов АЭС с ВВЭР-1000/Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики//Тезисы докладов V Международной научно-технической конференции (19-21 апреля 2006 г.). – М., 2006. – С.141-143
4. *Евжик Н.И., Корнилов Ф.А., Сесекин А.Н., Ташлыков О.Л., Кадников А.А.* Математические методы оптимизации продолжительности замены парогенераторов АЭС с ВВЭР-1000//Энерго- и ресурсосбережение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии/Сборник материалов Всероссийской студенческой олимпиады, научно-практической конференции и выставки студентов, аспирантов и молодых ученых (17-21 декабря 2007 г. Екатеринбург). – Екатеринбург: ГОУ ВПО УГТУ-УПИ, 2007. – С. 85-87.
5. *Карманов В.Г.* Математическое программирование. – М.: Наука, 1980. – 256 с.

Поступила в редакцию 25.09.2008

МЕТОД ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ АЛГОРИТМА МАНЕВРА МОЩНОСТЬЮ ЭНЕРГОБЛОКА С РЕАКТОРОМ ТИПА ВВЭР

М.В. Максимов, С.Н. Пелых, О.В. Маслов, В.Е. Баскаков
Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса



Предлагается метод сравнительной оценки эффективности алгоритмов маневра мощностью энергоблока с ядерным реактором типа ВВЭР при работе реактора в режиме переменных нагрузок. Показано, что путем расчета накопленной энергии необратимых деформаций ползучести материала оболочки возможно оценивать время эксплуатации оболочки твэла при работе ядерного реактора в режиме многократных циклических изменений мощности.

ВВЕДЕНИЕ

В последнее время повысился интерес к анализу работы украинских ядерных энергоблоков в переменной части графика электрической нагрузки энергосистемы (в режиме переменных нагрузок), что предполагает многократные циклические изменения мощности ядерного реактора (ЯР) [1]. Хотя энергоблоки с ВВЭР-1000 проектировались для работы в базовом режиме, в настоящее время доля АЭС в производстве электроэнергии на Украине составляет более 50%, что ведет к невозможности полного покрытия переменной части графика электрической нагрузки энергосистемы только за счет ТЭС и ГЭС.

Целью статьи является разработка методики сравнительного анализа эффективности алгоритмов эксплуатации энергоблока в переменной части графика электрической нагрузки для поддержания суточного баланса мощности энергосистемы.

Известны четыре основные программы регулирования (ПР) энергоблоков ВВЭР, характеризующие значения внутренних технологических параметров в стационарных режимах энергоблока [2].

1. ПР с постоянной средней температурой теплоносителя в первом контуре (ПР № 1).

Преимущества: наиболее благоприятные условия для работы оборудования первого контура; возможность регулирования реактора за счет температурного эффекта реактивности при минимизации воздействия на органы регулирования (ОР) системы управления и защиты (СУЗ), что обеспечивает стабильность поля энерговыделения.

Недостатки: повышение давления пара во втором контуре при снижении мощности энергоблока, что требует проектирования парогенераторов и главных паропроводов для работы с давлением, превышающим номинальное.

© *М.В. Максимов, С.Н. Пелых, О.В. Маслов, В.Е. Баскаков, 2008*

2. ПР с постоянным начальным давлением пара во втором контуре (ПР № 2).

Преимущества: наиболее благоприятные условия для работы парогенерирующего оборудования второго контура; возможность использования при номинальном режиме более высоких параметров пара перед турбиной.

Недостатки: ввиду переменной средней температуры теплоносителя в первом контуре требуется компенсатор давления увеличенных размеров; повышенные температурные напряжения в корпусе ЯР, а также в оболочках твэлов; для компенсации изменений реактивности за счет температурного эффекта требуется воздействие на ОР СУЗ, что может привести к изменению поля энерговыделения в активной зоне (АкЗ).

3. Компромиссная ПР с умеренным изменением средней температуры теплоносителя в первом контуре и начального давления пара во втором контуре (ПР № 3).

Преимущества: возможность оптимального выбора параметров как первого, так и второго контуров.

Недостатки: ПР № 3 присущи отмеченные выше недостатки ПР № 1 и 2.

4. Компромиссная ПР с поддержанием постоянного давления во втором контуре при малых нагрузках и постоянной средней температуре теплоносителя в первом контуре при больших нагрузках (ПР № 4); в диапазоне мощности от 100 до 80% блок работает по ПР № 1, а при меньшей мощности используется ПР № 2.

Преимущества: при маневрировании блок работает, главным образом, при постоянной средней температуре теплоносителя в первом контуре, при этом давление пара во втором контуре в случае значительных отклонений от номинальной мощности находится в приемлемых границах.

Недостатки: поддержание постоянной средней температуры теплоносителя в первом контуре при маневрировании затруднительно при ограниченности разрешенного диапазона изменения давления в парогенераторе (62–64 бар).

На практике, например, на энергоблоках Запорожской АЭС, реализована ПР с постоянным начальным давлением пара во втором контуре (ПР № 2), т.е. в парогенераторах поддерживается давление 62–64 бар, при этом в главном паровом коллекторе (ГПК) давление 58–60 бар. Характерные значения температуры теплоносителя на входе $t_{вх}$ и выходе $t_{вых}$ АкЗ при изменении мощности ЯР от 100 до 80% номинальной приведены в табл. 1 (разгрузка 5-го блока Запорожской АЭС 23.03.2008 г. по диспетчерской заявке). Давление в ГПК поддерживалось в пределах 58–60 бар (однако при этом давление после СРК опускалось вплоть до 41,3 бар).

При уменьшении мощности ЯР до 80% в соответствии с ПР № 2 входная температура теплоносителя уменьшается на 2°C по сравнению с номинальным значением (см. табл. 1).

В табл. 2 показана оценка уменьшения КПД-брутто турбоустановки (ТУ) энергоблока с ВВЭР-1000 при уменьшении уровня нагрузки ТУ. Давление пара перед стопорным клапаном принималось неизменным и равным 59 бар.

Таким образом, при выборе оптимального алгоритма суточного маневрирования мощностью, а значит и ПР, необходим учет изменения КПД ТУ в зависимости от уровня мощности ЯР.

Задача перевода тепловой мощности АкЗ с одного уровня на другой сводится к разработке алгоритма, позволяющего контролируемо изменять мощность АкЗ, но при этом не допускать разрушения оболочек твэлов. В эксплуатационной практике применяются следующие основные способы устойчивого управления реактивностью.

1. Введение-выведение твердого поглотителя.

Преимущества: быстрое действие; легкость автоматизации.

Таблица 1

Характерные значения температуры теплоносителя при изменении мощности ЯР по диспетчерской заявке

Точка	Параметр			
	Входная температура теплоносителя $t_{вх}$, °С	Выходная температура теплоносителя $t_{вых}$, °С	Средняя температура теплоносителя $t_{ср}$, °С	Электрическая мощность энергоблока, % (МВт)
1	286,7	317,2	302,0	99,5 (1014)
2	285,5	313,0	299,3	87,2 (889)
3	284,9	310,2	297,6	78,0 (795)
4	284,8	310,1	297,5	77,8 (793)
5	285,1	310,5	297,8	79,6 (811)
6	286,8	316,5	301,7	100,0 (1019)

Таблица 2

Уменьшение КПД-брутто ТУ при уменьшении нагрузки ТУ

Нагрузка ТУ, %	Изменение КПД-брутто ТУ по сравнению с номинальным режимом, %
100 (номинал)	0
90	-2
80	-5

Недостатки: введение ОР СУЗ в АкЗ приводит к искривлению поля энерговыделения, что, в свою очередь, может послужить причиной возникновения ксеноновых колебаний; при движении ОР СУЗ вверх на границе движения в оболочках твэлов, расположенных вблизи ОР СУЗ, из-за скачка мощности возникают значительные напряжения, способствующие разрушению оболочек.

2. Изменение концентрации поглотителя в теплоносителе контура.

Преимущества: не изменяет геометрию поля энерговыделения по высоте при изменениях мощности АкЗ.

Недостатки: низкое быстродействие; образуются дебалансные воды, требующие переработки.

3. Использование температурного коэффициента реактивности.

Преимущества: не изменяется геометрия поля энерговыделения по высоте при изменениях мощности АкЗ.

Недостатки: небольшой диапазон регулирования ограничен допустимым давлением в парогенераторе; температура входа теплоносителя в реактор, растущая при увеличении давления в ГПК, жестко ограничена таблицей допустимых режимов; появляются циклические изменения параметров 2-го контура.

4. Отравление-разотравление реактора.

Преимущества: если правильно выбрать время разгрузки блока, реактивность в процессе отравления-разотравления будет повторять график мощности энергосистемы.

Недостатки: низкое быстродействие.

АЛГОРИТМ СУТОЧНОГО МАНЕВРА

Предлагается следующий алгоритм суточного маневра мощностью АкЗ.

Пусть энергоблок работает на номинальной мощности, ксеноновые колебания подавлены при помощи перемещения регулирующей группы. Первоначальное снижение (до 90%) мощности реакторной установки (РУ) осуществляется вводом раствора борной кислоты при поддержании неизменной температуры теплоносителя на входе в реактор за счет повышения давления в ГПК. Вводом рабочей группы поддерживается оптимальный мгновенный аксиальный офсет (АО) как гарантия невозникновения ксеноновых колебаний.

В дальнейшем снижение мощности происходит за счет отравления. Оптимальный мгновенный АО удерживается за счет изменения положения рабочей группы. Приблизительно через 2–3 ч мощность реактора достигнет 80% и вводом «чистого дистиллята» будет стабилизирована. После прохождения максимума «йодной ямы» мощность РУ частично восстановится за счет разотравления.

Для восстановления номинальной мощности РУ вводится «чистый дистиллят» в контур с одновременным снижением давления в ГПК, что позволяет сохранить постоянной температуру входа. Регулирующая группа ОР СУЗ извлекается из АкЗ для поддержания оптимального мгновенного АО. После достижения номинального уровня мощности автоматический регулятор поддерживает его на заданном уровне. Подавление возникающих ксеноновых колебаний осуществляется перемещением регулирующей группы.

Таким образом, предлагается алгоритм с умеренными изменениями средней температуры первого контура и начального давления во втором контуре в диапазоне мощности от 100 до 80% номинальной, тогда как при мощности менее 80% номинальной используется ПР с постоянным начальным давлением пара во втором контуре. Преимущества предлагаемого алгоритма: сравнительно небольшое число переключений, что снижает вероятность ошибочных действий персонала; уменьшение расхода чистого дистиллята и борного концентрата; уменьшенное количество дебалансных вод; улучшение условий работы топлива.

Предлагаемый алгоритм разработан так, что при суточном маневре мощностью в пределах от 100 до 80% номинала поддерживает постоянной входную температуру теплоносителя при изменении давления пара в ГПК в пределах 58–60 бар и имеет описанные выше преимущества ПР с постоянной средней температурой теплоносителя в первом контуре. При этом за счет поддержания давления пара в парогенераторе и ГПК в регламентных пределах алгоритм лишен описанных выше недостатков, присущих ПР с постоянной средней температурой теплоносителя в первом контуре.

Сравним эффективность двух алгоритмов суточного маневра мощностью энергоблока с ВВЭР-1000: предлагаемого алгоритма («альтернативного») и алгоритма, прошедшего испытания на Хмельницкой АЭС 18.04.2006 г. («апробированного»).

«Апробированный» алгоритм: снижение мощности до 80% за 1 ч – работа на мощности 80% в течение 7 ч – повышение мощности до номинальной в течение 2 ч.

«Альтернативный» алгоритм: снижение мощности до 90% в течение 0,5 ч вводом раствора борной кислоты – дальнейшее снижение мощности до 80% в течение 2,5 ч за счет отравления реактора – работа на мощности 80% в течение 4 ч – повышение мощности до номинальной в течение 2 ч.

С помощью программы «Имитатор реактора» (ИР) [3] выполнено сравнение двух вышеописанных алгоритмов суточного маневра мощностью. В программе ИР используется понятие аксиального офсета, определяющего высотную неравномер-

ность поля энерговыделения и рассчитываемого как процентное отношение разности мощностей верхней P_v и нижней P_n половин АкЗ к полной мощности АкЗ:

$$AO = \frac{P_v - P_n}{P_v + P_n} \cdot 100\% . \quad (1)$$

Мгновенный АО соответствует текущему распределению концентрации ксенона, а равновесный АО отвечает равновесному распределению концентрации ксенона.

Мощность реактора $P(\tau)$, положение регулирующей группы стержней $H(\tau)$, мгновенный и равновесный АО(τ), рассчитанные в зависимости от времени τ с помощью программы ИР, для «апробированного» и «альтернативного» алгоритмов показаны соответственно на рис. 1 и 2.

Верхняя регламентная граница положения регулирующих стержней для ВВЭР-1000 – 90% от низа АкЗ. Как правило, на номинальной мощности операторы поддерживают именно такое положение регулирующей группы ОР СУЗ. Поэтому для рассматриваемых алгоритмов, показанных на рис. 1–2, маневр начинается при $H = 90\%$ от низа АкЗ.

Нижнее положение регулирующих стержней для «апробированного» алгоритма $H = 78\%$, тогда как для «альтернативного» $H = 84\%$ (см. кривые (2), рис. 1–2). Таким образом, для «альтернативного» алгоритма в два раза уменьшается амплитуда необходимого движения регулирующей группы ОР СУЗ.

Для «апробированного» алгоритма в отличие от «альтернативного» характерна значительная дивергенция мгновенного и равновесного АО. Амплитуда изменения АО в ходе маневра для «апробированного» алгоритма примерно в 10 раз больше, чем для «альтернативного», что является предвестником проблем со стабилизацией поля энерговыделения после окончания маневра (см. кривые 3, 4, рис. 1–2).

Для объективного сопоставления алгоритмов регулирования необходимо принять критерий для сравнения их эффективности, основанный на высоких требо-

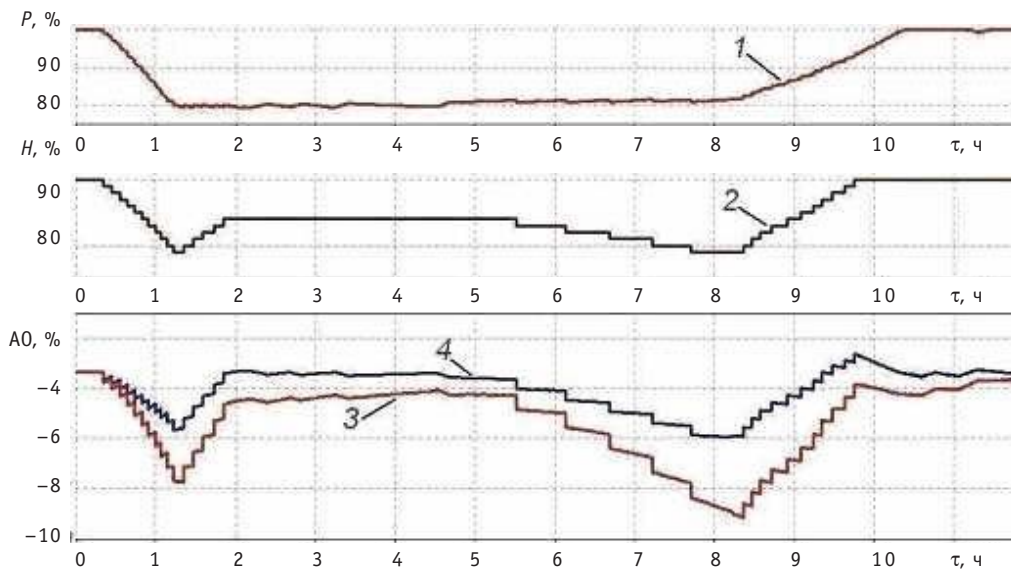


Рис. 1. Мощность ЯР, положение ОР СУЗ, мгновенный и равновесный АО в зависимости от времени τ , ч для «апробированного» алгоритма суточного маневра мощностью: 1 – мощность реактора P ,%; 2 – положение регулирующей группы стержней H , %; 3 – мгновенный АО,%; 4 – равновесный АО,%

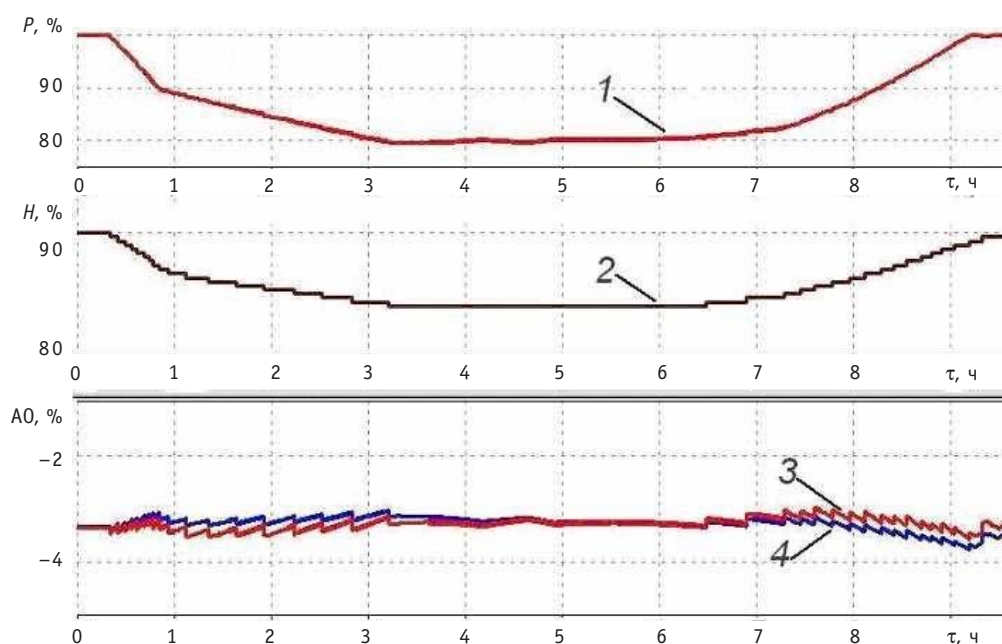


Рис. 2. Мощность ЯР, положение ОР СУЗ, мгновенный и равновесный А0 в зависимости от времени τ , ч для «альтернативного» алгоритма суточного маневра мощностью: 1 – мощность реактора P ,%; 2 – положение регулирующей группы стержней H ,%; 3 – мгновенный A_0 ,%; 4 – равновесный A_0 ,%

ваниях к надежности и безопасности эксплуатации АЭС. Поскольку самой уязвимой составной частью АкЗ при многократных циклических изменениях мощности РУ являются оболочки топливных элементов (ТВЭлов), критерием эффективности алгоритма суточного маневра мощностью будем считать накопленную в процессе маневров остаточную деформацию оболочек ТВЭлов. Чем она меньше, тем более эффективен алгоритм и тем большее количество циклов нагружения-разгружения в период эксплуатации ТВЭлов можно выполнить без нарушения регламентных характеристик эксплуатации оболочек ТВЭлов. Для оценки времени эксплуатации оболочки ТВЭла в режиме переменных нагрузок используется метод, предложенный в [4].

МЕТОД АНАЛИЗА ВРЕМЕНИ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБОЛОЧКИ ТВЭЛА

Эксплуатация ТВЭла ЯР характеризуется длительным воздействием высоких уровней температурно-силового нагружения, обуславливающих развитие неконтролируемых процессов ползучести конструкционного материала оболочки ТВЭла, которые в определенный момент времени приводят к ее разрушению с выходом продуктов деления в контур.

Сложность оценки времени целостности оболочки ТВЭла в режиме переменных нагрузок РУ состоит в том, что реализация эксперимента по изучению ползучести материала оболочки на модели ТВЭла в условиях, соответствующих эксплуатационным режимам переменных нагрузок, затруднительна или невозможна, поскольку продолжительность таких испытаний может составлять несколько лет. Экспериментальные данные по ползучести материала оболочки в условиях стационарных и аварийных режимов невозможно перенести на оболочку ТВЭла ЯР, работающего в режиме переменных нагрузок, поскольку необходимо учитывать всю историю нагружения материала оболочки.

Без учета аварийных режимов, приводящих к пластической деформации оболочки ТВЭла, для оценки времени эксплуатации оболочки при многократных цик-

лических изменениях мощности ЯР достаточно ограничиться вычислением работы, накопленной в процессе ползучести к моменту разрушения и затраченной на разрушение конструкционного материала оболочки [5].

Работа, затраченная на разрушение конструкционного материала, в энергетическом варианте теории ползучести [6] называется удельной энергией рассеяния $A(\tau)$.

Предлагаемый метод анализа времени эксплуатации оболочки твэла при работе ЯР в режиме переменных нагрузок основан на некоторых допущениях энергетического варианта теории ползучести: процессы ползучести и разрушения протекают совместно и влияют друг на друга; интенсивность процесса ползучести в любой момент времени τ оценивается удельной мощностью рассеяния $W(\tau)$, а интенсивность повреждения – накопленной за время τ удельной энергией рассеяния $A(\tau)$

$$A(\tau) = \int_0^{\tau} W(\tau) \cdot d\tau. \quad (2)$$

Вводится параметр поврежденности материала оболочки

$$\omega(\tau) = \frac{A(\tau)}{A_0}, \quad (3)$$

где A_0 – удельная энергия рассеяния, характерная для начала разрушения материала оболочки и известная для данного материала либо из эксперимента, либо из расчета, Дж/м³; $\omega = 0$ для неповрежденного материала, $\omega = 1$ для поврежденного материала.

Входящая в (2) удельная мощность рассеяния $W(\tau)$ определяется из следующего выражения:

$$W(\tau) = \sigma_e \cdot \dot{p}_e, \quad (4)$$

где σ_e – эквивалентное напряжение, Па; \dot{p}_e – скорость эквивалентной деформации ползучести, с⁻¹.

Из (2)–(4) следует условие разрушения оболочки твэла

$$\omega(\tau) = \int_0^{\tau} \frac{\sigma_e \cdot \dot{p}_e}{A_0} d\tau = 1. \quad (5)$$

Эквивалентное напряжение σ_e и скорость эквивалентной деформации ползучести \dot{p}_e рассчитываются методом конечных элементов по модели, заложенной в программный код FEMAXI [7], моделирующий изменения в термическом, механическом и химическом состояниях компонентов отдельного твэла, а также характеристики взаимодействия компонентов твэла для заданной истории уровней мощности и параметров теплоносителя реактора типа ВВЭР.

Математическая модель, заложенная в код, применима для анализа поведения твэла ЯР типа ВВЭР в области глубоких выгораний (свыше 40–50 МВт·сут/кг U) не только в стационарных условиях, но и в переходных процессах, характерных для работы ЯР в режиме переменных нагрузок.

Расчет температуры топлива выполнялся с разницей между численным и аналитическим решениями не более 0,1%. Амплитуда численной ошибки, возникающей в виде остатка от итеративного расчета ползучести на каждом шаге по времени, не оценивалась ввиду того, что в большинстве случаев эта погрешность перекрывается другими неопределенностями, в первую очередь, погрешностью модели теплопроводности [7].

Рассмотрим метод анализа на примере суточного цикла нагружения, согласно которому ЯР в течение 16 ч работает на 100% мощности, затем в течение 1 ч ЯР

переводится на уровень мощности $k \cdot 100\%$, $k = 1; 0,75; 0,5; 0,25$. Далее ЯР в течение 6 ч работает на мощности $k \cdot 100\%$, после чего возвращается в течение 1 ч на уровень мощности 100%. Такой режим работы ЯР в дальнейшем будет называться суточным циклом нагружения (16 ч – 100%, 6 ч – $k \cdot 100\%$).

На рис. 3 представлена зависимость удельной энергии рассеяния $A(N)$, МДж/м³ для циркаловой оболочки твэла ЯР типа ВВЭР (циркалой – разгруженный по напряжениям) от числа суточных циклов нагружения N для суточного цикла нагружения (16 ч – 100%; 6 ч – $k \cdot 100\%$), $k = 1; 0,75; 0,5; 0,25$.

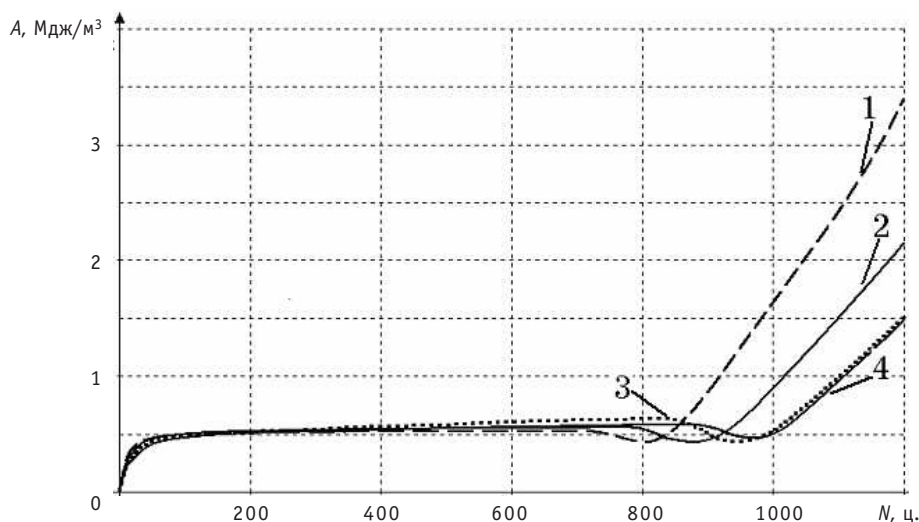


Рис. 3. Зависимость удельной энергии рассеяния $A(N)$ от числа суточных циклов нагружения N :
 1 – стационарная работа на 100% мощности; 2 – суточный цикл (16 ч – 100%; 6 ч – 75%);
 3 – суточный цикл (16 ч – 100%; 6 ч – 50%); 4 – суточный цикл (16 ч – 100%; 6 ч – 25%)

В общем случае явление ползучести проявляется в виде трех характерных стадий: неустановившейся, установившейся и ускоренной ползучести (последняя стадия – стадия предразрушения) [5]. Границы характерных стадий ползучести для кривых (1)–(4) приведены в табл. 3.

Для случая стационарной работы ЯР на 100% мощности (см. кривая 1, рис. 3) удельная энергия рассеяния $A_1(N)$ резко возрастает в диапазоне изменения числа суточных циклов нагружения N от 0 до 100 ц., тогда как при $100 \text{ ц.} < N < 702 \text{ ц.}$ величина $A_1(N)$ увеличивается с течением времени сравнительно медленно. Таким образом, в диапазоне значений N от 0 до 100 ц. наблюдается стадия неустановившейся ползучести материала оболочки, а в диапазоне значений N от 100 до 702 ц.

Таблица 3

Характерные стадии ползучести

Кривая	Стадия ползучести циркаловой оболочки		
	Неустановившаяся ползучесть	Установившаяся ползучесть	Ускоренная ползучесть
1	$A_1(0) - A_1(100)$	$A_1(100) - A_1(702)$	$A_1(702) - A_1(1200)$
2	$A_2(0) - A_2(100)$	$A_2(100) - A_2(760)$	$A_2(760) - A_2(1200)$
3	$A_3(0) - A_3(100)$	$A_3(100) - A_3(820)$	$A_3(820) - A_3(1200)$
4	$A_4(0) - A_4(100)$	$A_4(100) - A_4(860)$	$A_4(860) - A_4(1200)$

– стадия установившейся ползучести (см. табл. 3). При $N > 702$ ц. удельная энергия рассеяния $A_1(N)$ сначала временно уменьшается (гистерезис), после чего начинается резкий рост величины накопленной энергии необратимых деформаций ползучести, приводящий к разрушению оболочки. Для стационарной работы ЯР на 100% мощности диапазон $N > 702$ ц. в табл. 3 называется стадией ускоренной ползучести. Величина накопленной энергии необратимых деформаций ползучести рассчитывалась вплоть до $N = 1200$ ц.

Аналогично определяются границы характерных стадий ползучести для линий 2, 3, 4, показывающих накопление энергии необратимых деформаций ползучести со временем для циклов нагружения (16 ч – 100%; 6 ч – 75%), (16 ч – 100%; 6 ч – 50%), (16 ч – 100%; 6 ч – 25%) соответственно (см. рис. 3).

Эквивалентная деформация ползучести p_e циркалоевой оболочки для всех режимов суточного цикла нагружения, показанных на рис. 3, постепенно увеличивается с течением времени, причем на последней стадии ползучести наблюдается характерное гистерезисное снижение p_e , после чего наступает быстрый рост p_e с достижением недопустимо больших значений с точки зрения надежности твэла. В результате построения зависимости эквивалентного напряжения от эквивалентной деформации ползучести $\sigma_e(p_e)$ получено, что в начале стадии ускоренного роста ползучести тенденция падения σ_e сменяется тенденцией роста, при этом временно уменьшается p_e , проходя через сильно выраженный локальный экстремум (минимум). Данное гистерезисное явление, при котором эквивалентная деформация ползучести $p_e(N)$ отстает от эквивалентного напряжения $\sigma_e(N)$ по фазе, является причиной временного снижения удельной энергии рассеяния $A(N)$ в начале стадии ускоренного роста ползучести (см. рис. 3).

Примем, что коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) ЯР в течение времени T определяется (без учета времени ремонта) как

$$\text{КИУМ} = \frac{\sum_{i=1}^n (\Delta\tau_i \cdot P_i)}{T \cdot P}, \quad (6)$$

где $\Delta\tau_i$ – время работы ЯР на мощности P_i ; T – суммарное время работы ЯР,

$T = \sum_{i=1}^n \Delta\tau_i$; P – номинальная мощность ЯР (100%).

С учетом рассчитанного по (6) КИУМ число суточных циклов нагружения $N_{e,0}$ до начала стадии ускоренного роста ползучести в пересчете на эффективные сутки определяется как

$$N_{e,0} = N_0 \cdot \text{КИУМ}, \quad (7)$$

где N_0 – число календарных суточных циклов нагружения до начала стадии ускоренного роста ползучести.

Эквивалентная деформация ползучести p_e , коэффициент использования установленной мощности КИУМ, накопленная удельная энергия рассеяния перед наступлением стадии ускоренной ползучести A_0 , числа N_0 и $N_{e,0}$ для кривых (1)–(4) приведены в табл. 4.

Согласно табл. 4, для случая стационарной работы ЯР на 100% мощности эквивалентная деформация ползучести материала оболочки p_e , накопленная в результате выполнения 1200 суточных циклов нагружения, достигает величины 6,75%, что превышает аналогичные значения для циклов нагружения (16 ч – 100%; 6 ч – $k \cdot 100\%$), $k = 0,75; 0,5; 0,25$. Число календарных суточных циклов нагружения до начала стадии ускоренного роста ползучести N_0 определяется как число суточных

Таблица 4

Характеристики суточных циклов нагружения

Кривая	$\rho_e, \%$ (после 1200 сут циклов)	КИУМ	$A_0, \text{МДж/м}^3$	$M, \text{сут}$	$N_{e0}, \text{эфф. сут}$
1	6,75	1	0,522	702	702
2	4,56	0,93	0,559	760	704
3	3,25	0,85	0,639	820	700
4	2,84	0,78	0,585	860	672

циклов нагружения, при котором достигается величина накопленной удельной энергии рассеяния A_0 . Величина накопленной удельной энергии рассеяния перед наступлением стадии ускоренной ползучести A_0 , определяемая как максимальное значение удельной энергии рассеяния $A(N)$, достигаемое непосредственно перед началом третьей характерной стадии ползучести (см. табл. 3), позволяет определить, используя (3), параметр поврежденности материала оболочки.

На основании данных, приведенных в табл. 4, можно сделать выводы: время эксплуатации оболочки, выраженное с помощью (7) в эффективных сутках, при работе по суточному циклу (16 ч – 100%; 6 ч – 75%) несколько продлевается (кривая 2), вместе с тем время эксплуатации оболочки при работе по циклу нагружения (16 ч – 100%; 6 ч – 25%) значительно уменьшается (кривая 4) по сравнению со стационарной работой ЯР на 100% мощности (кривая 1).

Получено, что для случая работы ЯР по суточному циклу нагружения (16 ч – 100%; 6 ч – $k \cdot 100\%$), $k = 1; 0,75; 0,5; 0,25$ увеличение числа точек истории нагружения от 4 до 8 в сутки изменяет расчетное время эксплуатации оболочки до начала стадии ускоренного роста ползучести не более, чем на 0,5%. Следовательно, при работе ЯР по суточному циклу нагружения задание 8 точек истории нагружения в сутки позволяет рассчитать время эксплуатации оболочки с достаточной точностью.

Расчеты показали, что накопленная удельная энергия рассеяния $A(N)$ циркуляционной оболочки твэла ЯР типа ВВЭР, работающего в переменном режиме нагружения, зависит от ряда режимных характеристик ЯР. Например, с уменьшением среднего по длине твэла линейного теплового потока $\langle q_l \rangle$ остальные режимные характеристики не меняются, время наступления стадии ускоренного роста ползучести материала оболочки значительно сдвигается вправо по шкале числа циклов нагружения.

СРАВНЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ДВУХ АЛГОРИТМОВ МАНЕВРА МОЩНОСТЬЮ ЭНЕРГБЛОКА С РЕАКТОРОМ ТИПА ВВЭР

На основании предлагаемого метода оценки времени эксплуатации оболочки твэла в режиме переменных нагрузок получена зависимость накопленной энергии необратимых деформаций ползучести циркуляционной оболочки твэла ЯР типа ВВЭР от числа суточных циклов нагружения для двух вышеописанных алгоритмов суточного маневра мощностью (см. рис. 4).

Результаты сравнительного анализа эффективности «апробированного» и «альтернативного» алгоритмов суточного маневра мощностью приведены в табл. 5.

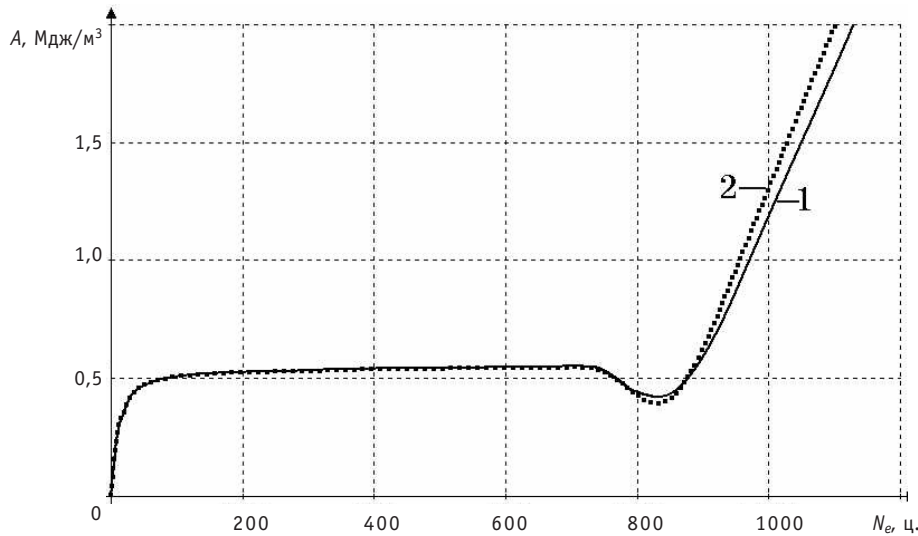


Рис. 4. Зависимость удельной энергии рассеяния $A(N_e)$ от числа суточных циклов нагружения N_e в пересчете на эффективные сутки: 1 – «апробированный» алгоритм суточного маневра мощностью; 2 – «альтернативный» алгоритм суточного маневра мощностью

Таблица 5

Сравнение эффективности двух алгоритмов суточного маневрирования

Алгоритм	Легкость стабилизации поля энерговыделения ЯР		КИУМ	Число суточных циклов нагружения до начала стадии ускоренного роста ползучести N_{e0} , эфф. сут
	Дивергенция графиков мгновенного и равновесного АО	Амплитуда изменения АО в ходе маневра		
«Апробированный»	Значительная дивергенция	Значительная амплитуда изменения АО	0, 929	704, 6
«Альтернативный»	Незначительная дивергенция	Амплитуда изменения АО в 10 раз меньше, чем для «апробированного»	0, 942	705, 9

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Предлагаемый метод сравнительного анализа эффективности алгоритмов суточного маневра мощностью при работе ЯР в режиме переменных нагрузок может оказаться полезным ввиду затруднительности получения аналогичных выводов путем точного аналитического решения задачи о ползучести материала оболочки и путем эксперимента.

2. Принимая во внимание меньшее число переключений для ввода жидкого поглотителя и чистого дистиллата во время маневра, незначительную дивергенцию графиков мгновенного и равновесного АО, меньшую амплитуду изменения линейной мощности в ходе маневра (см. рис. 1, 2), более высокий КПД-брутто ТУ для «альтернативного» алгоритма, соответствующий более высокому КИУМ (см. табл. 2), а также неменьшее прогнозируемое время эксплуатации оболочки твэла по «альтернативному» алгоритму, можно заключить, что «альтернативный» алгоритм суточного маневра мощностью более предпочтителен по сравнению с «апробированным» (см. табл. 5).

Литература

1. Максимов М.В., Маслов О.В., Фридман Н.А. Определение критерия эффективности эксплуатации АЭС с ВВЭР в переменной части графика электрической нагрузки/Труды Одес. политехн. ун-та. – Одесса, 2001. – Вып. 2 (14). – С. 78-80.
2. Иванов В.А. Эксплуатация АЭС: Учебник для вузов. - СПб: ЭАИ, 1994. - 380 с.
3. Филимонов П.Е., Мамичев В.В., Аверьянова С.П. Программа «Имитатор реактора» для моделирования маневренных режимов работы ВВЭР-1000//Атомная энергия. – 1998. – Т. 84. – Вып. 6. – С. 560-563.
4. Максимов М.В., Пельх С.Н., Баскаков В.Е. Метод анализа времени эксплуатации оболочки твэла при работе ядерного реактора в режиме переменных нагрузок/Труды Одес. политехн. ун-та. – Одесса, 2008. – Вып. 1 (29). – С. 58-62.
5. Немировский Ю.В. Об оценке времени безопасной эксплуатации конструкций и сооружений /Труды международной конференции «RDAMM-2001». – Новосибирск, 2001. – Т. 6. – С. 328-333.
6. Соснин О.В., Горев Б.В., Никитенко А.Ф. Энергетический вариант теории ползучести. – Новосибирск: Ин-т термодинамики СО РАН, 1986. – 95 с.
7. Motoe Suzuki. Light Water Reactor Fuel Analysis Code FEMAXI-V (Ver.1). – Tokai: Japan Atomic Energy Research Institute, 2000. – 285 p.

Поступила в редакцию 16.07.2008

ОБ ОДНОЙ МОДЕЛИ ПОИСКА ОПТИМАЛЬНОГО ЧИСЛА ЗИП

А.П. Унщиков

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск*



В статье рассматривается математическая модель оптимизации количества ЗИП на складе, который обслуживает некую подсистему АЭС. С помощью данной модели можно рассчитать необходимое количество закупаемых вновь на склад запасных элементов с учетом интенсивности отказов, восстановлений, стоимостей элементов и ремонта, а также вероятность неготовности системы. Проведен расчет для трех элементов СУЗ Билибинской АЭС.

На практике существуют различные сценарии обслуживания предприятия АЭС. Рассмотрим один из этих сценариев. Предположим, что существует склад запасных элементов оборудования АЭС. На склад с некоторой интенсивностью приходят заявки на запасные изделия для случаев отказа на любом из блоков АЭС. Для простоты будем рассматривать однотипные ЗИП с одинаковыми параметрами интенсивности отказов. Заявка на ЗИП исполняется в случае наличия на складе ЗИП, если же ЗИП не хватило, то считается, что наступила критическая ситуация и система отказала. Изделия, попавшие на склад, ремонтируются с некоторой интенсивностью восстановления изделий. Также должны быть известны стоимости замены изделия и стоимости восстановления. Требуется рассчитать оптимальное число запасных изделий на складе, при котором будет минимум потерь на закупку новых ЗИП и восстановление отказавших.

В опубликованных работах рассмотрены различные математические модели определения оптимального состава ЗИП.

В [1] рассмотрена модель поиска оптимальной стратегии управления запасами на предприятии. Расчетный период работы предприятия разбивается на несколько интервалов, в которых производятся плановые пополнения склада единицами товара. Модель позволяет найти необходимое количество товара для пополнения с учетом прошлых закупок и оставшихся на складе единиц товара. Смысл модели состоит в поиске максимума функции средней прибыли на каждом из интервалов разбиения периода эксплуатации предприятия. Функция прибыли опре-

деляется как $F \left[\sum_{i=1}^n (pS_i - cT_i) \right]$, где T_i – число имеющихся на складе единиц товара на i -м шаге, S_i – число востребованных единиц товара на i -м шаге, p – цена реализованной единицы товара, c – стоимость закупленной на склад единицы товара. Данная модель не учитывает возможность ремонта комплектов ЗИП.

В [2] рассмотрен метод расчета надежности системы, обладающей запасными элементами с известными интенсивностями отказов и восстановлений. В основе метода лежит модель марковского процесса «гибели и размножения».

В [3] рассмотрена модель расчета характеристики надежности системы (коэффициент готовности, вероятность отказа из-за отсутствия запасных элементов) и необходимого количества запасных элементов, обеспечивающих работу системы с заданным уровнем работоспособности. В статье рассмотрены две схемы функционирования системы: система с n запасными элементами и мажоритарная схема «2 из 3». Модель не учитывает стоимости оборудования и ремонта.

В [4] рассмотрена модель расчета оптимального состава ЗИП для системы с одним элементом с учетом стоимостей закупки элемента, ремонта, затрат на замену и потерь в случае простоя. Оптимальное число ЗИП рассчитывается для заданного уровня безотказной работы.

В [5] рассмотрены модели обеспечения систем запасными элементами с различными схемами резервирования. Как правило, любую практически используемую систему ЗИП можно построить из следующих комплектов. Одиночный комплект ЗИП придается непосредственно объекту с целью обеспечения его надежности при длительном использовании. Групповой комплект ЗИП придается группе объектов для пополнения одиночных комплектов в случае их использования. Ремонтный комплект ЗИП передается ремонтному органу (РО) с целью обеспечения его работоспособности. Функционирование РО заключается в устранении отказов в неисправных элементах. Производится расчет показателей достаточности ЗИП. Также рассмотрены задачи оптимального проектирования системы ЗИП.

В [6] рассмотрены различные модели оптимизации ЗИП на примере предприятий автопромышленности и торговли автозапчастями. Данные модели можно применять и в области обеспечения ЗИП предприятий отрасли атомной энергетики. В работе рассматриваются экономические факторы обеспечения предприятия ЗИП, а именно, транспортные расходы, расходы на хранение, расходы на ремонт, заработная плата персонала и другие.

Данные модели оптимизации имеют естественные ограничения в применении, потому что разрабатывались под конкретную стратегию обслуживания. Кроме этого, они в ряде случаев могут быть упрощены или развиты до моделей, в которых будет учтено, по возможности, большинство наиболее важных с экономической точки зрения показателей. В связи с этим, а также по причине вновь возникающих стратегий обслуживания сложных систем и возникает необходимость в разработке новых математических моделей и методов управления запасом на предприятии. Одной из таких моделей посвящена данная статья.

Предположим, что отказы элементов происходят с интенсивностью λ_0 , а восстановление – с интенсивностью μ_0 . Допустим, что мы имеем склад из n запасных элементов. Стоимость замены равна x , стоимость ремонта равна y . Заказ на обслуживание со склада происходит тогда, когда происходит отказ. В системе одновременно может работать k однотипных элементов. Следовательно, общая интенсивность отказов в системе равна $\lambda = k\lambda_0$. Некоторые отказавшие элементы могут быть не пригодны для ремонта. Чтобы учесть данный факт введем в модель коэффициент ремонтпригодности элемента k . Итоговая интенсивность восстановлений $\mu = k\mu_0$. Состояние i , 0 характеризует работу системы, когда ЗИП хватает. Если запасных изделий не хватает, то мы приходим в состояние i, j , где $j > 0$. Таким образом, получаем модель, с помощью которой можно рассчитывать оптимальное количество запасных изделий на складе.

Имеем систему массового обслуживания, граф которой изображен на рис. 1. Состояние i, j означает, что i элементов отказало и находится на обслуживании, а j запасных элементов в данный момент не хватает для функционирования системы. Таким образом, граф СМО выглядит следующим образом

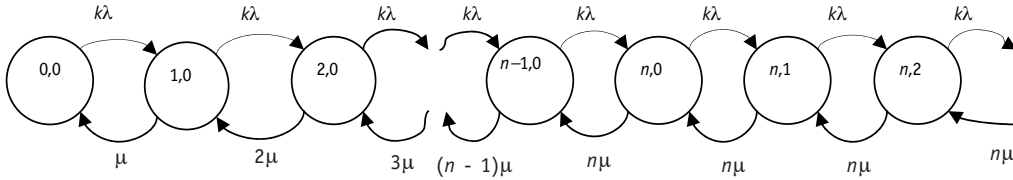


Рис. 1. Граф функционирования системы

Имеем систему уравнений

$$\begin{cases} -\lambda P_{0,0} + \mu P_{1,0} = \frac{dP_{0,0}}{dt} \\ \lambda P_{0,0} - (\lambda + \mu)P_{1,0} + 2\mu P_{2,0} = \frac{dP_{1,0}}{dt} \\ \dots \\ \lambda P_{n-2,0} - (\lambda + (n-1)\mu)P_{n-1,0} + n\mu P_{n,0} = \frac{dP_{n-1,0}}{dt} \\ \lambda P_{n-1,0} - (\lambda + n\mu)P_{n,0} + n\mu P_{n,1} = \frac{dP_{n,0}}{dt} \\ \lambda P_{n,0} - (\lambda + n\mu)P_{n,1} + n\mu P_{n,2} = \frac{dP_{n,1}}{dt} \\ \dots \end{cases}$$

Допустим, что система массового обслуживания находится в стационарном

режиме, т.е. $\frac{dP_{i,j}}{dt} = 0$, тогда $P_{0,0} = \left(a_n + \frac{q^n}{n!} \frac{q/n}{1 - q/n} \right)^{-1}$, где $q = \lambda/\mu$, $a_n = \sum_{i=0}^n \frac{q^i}{i!}$. Осталь-

ные значения вероятностей выражаются через $P_{0,0}$. Обозначим $p = P_{0,0}$.

Таким образом, мы нашли вероятности нахождения системы во всех возможных состояниях. Для нахождения оптимального числа ЗИП введем функцию риска. Обозначим риск через ξ , тогда функция риска будет иметь следующий вид:

ξ	$-nx$	$-nx - y$	$-nx - 2y$	$-nx - 3y$...
R_ξ	$\sum_{i=1}^n P_{i,0}$	$P_{n,1}$	$P_{n,2}$	$P_{n,3}$...

Найдем математическое ожидание ξ , т.е. средний риск и будем максимизировать его в зависимости от числа ЗИП. Так мы найдем их оптимальное количество. Математическое ожидание ξ равно

$$M\xi = nxra_n - nxp \frac{q^n}{n!} \frac{q/n}{1 - q/n} - yp \frac{q^{n+1}}{n^2 n!} \frac{1}{\left(1 - \frac{q}{n}\right)^2}.$$

Задача оптимизации в данном случае ставится следующим образом:

$$M\xi_n \max.$$

Поскольку оптимизируемая функция всегда принимает отрицательные значения, умножим ее на минус единицу для удобства представления и будем минимизировать, т.е.

$$-M\xi_n \min.$$

Рассмотрим поведение функции риска при различных входных параметрах модели. Обозначим через z отношение стоимости замены к стоимости ремонта, т.е. $z = x/y$. Очевидно, что данное соотношение должно быть больше единицы, иначе нет смысла осуществлять ремонт элементов, т.к. он будет обходиться дороже, чем замена. Графики функции риска для различных z представлены на рис. 2. В качестве z были взяты значения 2, 5, 10, 20.

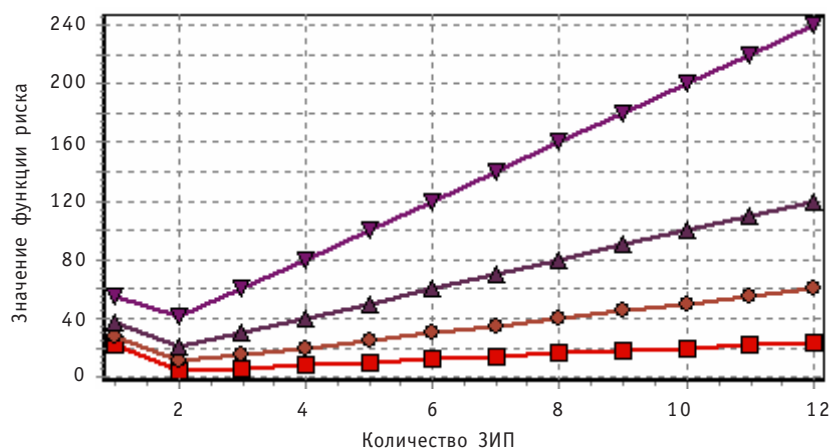


Рис. 2. Графики функции риска: ■ – $z=2/1$; ● – $z=5/1$; ▲ – $z=10/1$; ▼ – $z=20/1$

Как видно из графика функция риска имеет минимум. Значение количества ЗИП, при которых достигается минимум, и будет оптимальным количеством ЗИП.

Рассмотрим теперь поведение модели при различных отношениях интенсивности отказа к интенсивности восстановления, меняя при этом отношение стоимости замены к стоимости восстановления. Для этого построим график зависимости оптимального количества запасных изделий от отношения интенсивности отказа к интенсивности восстановления при различных отношениях стоимости замены к стоимости восстановления. Полученные графики изображены на рис. 3.

Из данных графиков видно, что при увеличении стоимости замены уменьшается оптимальное количество запасных изделий, потому что их покупать невыгодно. Также видно, что чем меньше отношение интенсивности отказов к интенсивности восстановления, тем меньше оптимальное число ЗИП. Это объясняется тем, что если интенсивность ремонта элементов оборудования много больше, чем интенсивность отказов, то невыгодно закупать на склад большое число ЗИП. Если же интенсивности отказов и восстановлений сопоставимы, то на складе необходимо иметь достаточное количество ЗИП.

Найдем вероятность неготовности системы. Данная система находится в состоянии неготовности в случае отказа последнего элемента и отсутствии на складе ЗИП. Состояния неготовности обозначены в графе индексами $0, j$, где $j > 0$. Рассчитаем вероятность нахождения в этом состоянии:

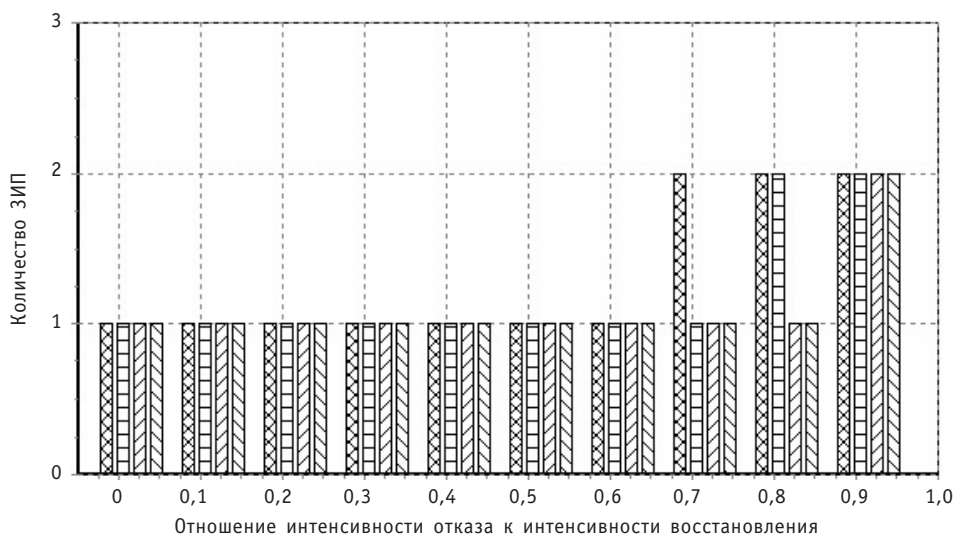


Рис. 3. Диаграммы зависимости количества запасных изделий от отношения интенсивности отказа к интенсивности восстановления при различных отношениях стоимости замены к стоимости восстановления: - z=2/1; - z=5/1; - z=10/1; - z=20/1

$$\left(a_n + \frac{q^n}{n!} \frac{q/n}{1-q/n} \right)^{-1} \frac{q^n}{n!} \frac{q/n}{1-q/n}.$$

Проведем расчеты оптимального числа ЗИП по разработанной модели для элементов СУЗ Билибинской АЭС, а именно, для КНК-53 (камера нейтронная, компенсирующая), КНК-56 и БРТЭ АР (блок релейно-транзисторных элементов автоматического регулятора). Для данных элементов существует статистика по отказам за 33 года. В качестве интенсивностей отказов возьмем средние и максимальные интенсивности отказов этих элементов. Коэффициент ремонтпригодности к прием равным 0,5. Также будем предполагать, что интенсивность ремонта равна $\mu_0 = 52$, т.е. ремонт происходит в среднем за одну неделю. Стоимость единицы ЗИП $x = 10$ у.е., стоимость ремонта $y = 1$ у.е. Рассчитанное оптимальное число ЗИП по всем элементам при выбранных значениях параметров равно единице. При таком числе ЗИП можно рассчитать вероятность неготовности, т.е. нахождение СМО в состоянии очереди в случае нехватки ЗИП. Результаты расчетов представлены в табл. 1.

Таблица 1

Вероятность неготовности элементов СУЗ

Элемент	Рассчитанная интенсивность отказов		Количество одновременно работающих элементов	Требуемое количество ЗИП	Вероятность неготовности
	Средняя	Максимальная			
БРТЭ АР	Средняя	0,1818	8	1	1,33E-03
	Максимальная	0,875		2	4,30E-03
КНК-53	Средняя	0,1294	48	1	6,9252E-04
	Максимальная	0,6667		2	2,8103E-01
КНК-56	Средняя	0,1458	16	1	9,2200E-04
	Максимальная	0,6875		2	1,5788E-02

Анализируя результаты расчетов, можно отметить увеличение оптимального числа ЗИП с единицы до двух при максимальной интенсивности отказов. Кроме того, можно заметить достаточно высокую вероятность неготовности. Поэтому в дальнейшем имеет смысл включить в критерий оптимизации этот показатель надежности.

Конечно, во многом эти результаты являются условными, поскольку экономические показатели не соотносились с аналогичными практическими показателями. В данном контексте автор не ставил перед собой задачу корректной оценки этих экономических характеристик.

Литература

1. *Де Гроот М.* Оптимальные статистические решения. – М.: Мир, 1974. – 491 с.
2. Справочник по общим моделям анализа и синтеза надежности систем энергетики / *Под ред. Ю.Н. Руденко.* – М.: Энергоатомиздат, 1994.
3. *Антонов А.В., Пляскин А.В.* Расчет показателей надежности систем с ограниченным количеством запасных элементов / *Диагностика и прогнозирование состояния объектов сложных информационных интеллектуальных систем: Сб. науч. тр. №13 каф. АСУ/Под ред. В.А. Острейковского.* – Обнинск: ИАТЭ, 1999. – С. 27-33.
4. *Антонов А.В., Пляскин А.В., Чепурко В.А.* Оптимизация количества запасных элементов с учетом экономического фактора на примере элементов СУЗ БиАЭС / *Диагностика и прогнозирование состояния объектов сложных информационных интеллектуальных систем: Сб. науч. тр. №14 каф. АСУ/Под ред. В.А. Острейковского.* – Обнинск: ИАТЭ, 2001. – С. 5-8.
5. Надежность технических систем: Справочник / *Под ред. И.А. Ушакова.* – М.: «Радио и связь», 1985.
6. *Рыжиков Ю.И.* Теория очередей и управления запасами. – СПб.: Питер, 2002. – 384 с.

Поступила в редакцию 16.07.2008

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ФУНКЦИЙ ВЛИЯНИЯ ПРИ ОПТИМИЗАЦИИ ПУЧКОВ НЕЙТРОНОВ ДЛЯ ЦЕЛЕЙ НЕЙТРОННОЙ ТЕРАПИИ

**В.Н. Кононов, А.В. Коробейников, В.В. Коробейников, О.Е. Кононов,
Н.А. Соловьев**

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им.А.И.Лейпунского, г. Обнинск



Рассматривается подход к определению оптимального распределения по энергии пучка нейтронов, подводимого к пациенту при лечении злокачественных опухолей с помощью нейтронной терапии. По глубине и размеру опухоли нужно определить спектр излучения, приносящий максимальный вред больной ткани и минимальный здоровой. Для решения поставленной задачи рассчитываются, так называемые, функции влияния.

ВВЕДЕНИЕ

Рак прочно занимает второе место среди причин смертности людей. Эта тенденция, по всей вероятности, сохранится в ближайшем будущем. Поэтому поиск и разработка перспективных технологий, способных побороть этот тяжелейший недуг, продолжается.

В XXI веке врачи-онкологи большие надежды связывают с ядерной медициной. Прежде всего, это нейтроны разной энергии, источником которых являются действующие ядерные реакторы и ускорители. Успешнее всего нейтронами лечат опухоли, не поддающиеся фотонному излучению (а их около 30% среди всех видов рака).

По современным представлениям лучевая терапия с применением нейтронов способна улучшить не менее, чем на 15 процентов результаты лечения больных с тяжелыми формами злокачественных опухолей. В России это примерно 40–50 тысяч пациентов в год. Для сравнения: на сегодня в нашей стране эффективно пролечено с помощью нейтронов всего около тысячи онкологических больных, причем более 400 из них прошли такой курс лечения на ядерном реакторе БР-10 [2] Физико-энергетического института им. А.И. Лейпунского в г. Обнинске.

В настоящее время разрабатывается метод нейтронозахватной терапии [1] злокачественных новообразований. Его суть состоит во введении в организм вещества, которое накапливается в опухоли и под воздействием тепловых нейтронов вызывает вторичное излучение, избирательно разрушая раковые клетки без повреждения здоровых тканей.

Важнейшей задачей при планировании лучевой терапии является оптимизация пучков подводимого к пациенту излучения. Оптимизация преследует цель повы-

шения эффективного воздействия излучения на опухолевые клетки и снижения воздействия на здоровые. В данной работе рассматривается подход к оптимизации пучков, основанный на использовании функций влияния.

НАБОР ТРЕБОВАНИЙ К НЕЙТРОННЫМ ПУЧКАМ

Для иллюстрации требований к характеристикам медицинских пучков рассмотрим один из вариантов нейтронной терапии – нейтронозахватный. Не вдаваясь в медицинские подробности методов лечения, отметим сам принцип. В ткань опухоли вводится фармакологический препарат, содержащий изотоп ^{10}B , который имеет высокое сечение поглощения нейтронов, затем опухоль облучается нейтронами. При поглощении нейтрона в реакции (n, α) образуются две короткопробежные заряженные частицы, и энергия, выделяемая в реакции, поглощается, локально воздействуя на опухолевую ткань.

Для анализа качества нейтронных пучков важными являются два типа информации. Первый – это пространственно-энергетическое распределение плотности нейтронного потока и распределение первичного и вторичного гамма-излучения. Для получения этой информации необходимо решить задачу распространения (переноса) излучения в тканях человека или в фантоме или (если необходимо) проанализировать результаты эксперимента. Второй – керма-факторы или дозовые коэффициенты. Для вычисления дозовых распределений нужно проинтегрировать плотность нейтронного потока и (или) потока гамма-излучения с весом этих коэффициентов.

Из литературных источников известно, что оптимальная энергия нейтронов для нейтронозахватной терапии лежит в интервале от 1 до 10^4 эВ [2, 3]. При таких энергиях нейтронов нет чрезмерного облучения кожных покровов, что неизбежно в случае тепловых нейтронов. Кроме того, значительная часть нейтронов, диффундируя в район опухоли, успевает замедлиться и с большой вероятностью вступает в реакцию (n, α) . Желательно иметь малую долю быстрых нейтронов. Доза, создаваемая быстрыми нейтронами в результате упругого рассеяния на ядрах водорода, является фоновой и реализуется в здоровых тканях. Интенсивность пучка нейтронов в выбранном интервале энергий должна быть не менее $10^9 \text{ н/см}^2 \cdot \text{с}$, с тем, чтобы время облучения пациента не превышало 1 часа.

Основные требования к медицинскому нейтронному источнику для нейтронозахватной терапии обычно формулируются следующим образом [1]:

- плотность потока эпитепловых нейтронов $F > 2 \cdot 10^9$, н/см²·с;
- доза быстрых нейтронов на эпитепловой нейтрон $D_n < 2 \cdot 10^{-13}$ Гр·см²/н;
- доза гамма-излучения на эпитепловой нейтрон $D_\gamma < 2 \cdot 10^{-13}$ Гр·см²/н;
- отношение потока к потоку $J/F > 0,7$.

Достаточно странным при формулировании данных требований является отсутствие связи с геометрическими параметрами опухоли, например, глубины ее расположения. Понятно, что для опухолей, размещенных вблизи поверхности, требования должны быть другим, чем для размещенных глубоко. Не очень понятно, какие энергии являются предпочтительными даже в выделенном интервале энергий 1 эВ–10 КэВ.

Наиболее важным, на наш взгляд, является требование не превышения предела дозы для здоровой ткани и при этом разумного времени облучения пациента. Важно, чтобы разработанный пучок был, по возможности, универсальным и годился для разных глубин расположения опухолей. Задачей исследований является попытка обоснования и уточнения данных требований.

ИСТОЧНИКИ НЕЙТРОНОВ ДЛЯ НЕЙТРОНОЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ НА ОСНОВЕ РЕАКТОРОВ И УСКОРИТЕЛЕЙ

Нейтронзахватная терапия, принципиальной особенностью которой является избирательность радиационного поражения раковых клеток, в настоящее время рассматривается в качестве перспективного метода лечения ряда злокачественных новообразований, в частности, различных форм опухолей головного мозга. Для широкого класса глубокорасположенных опухолей перспективным является использование нейтронов в таком диапазоне энергий, в котором они обладают значительной проникающей способностью и, замедляясь в ткани до тепловых энергий, позволяют осуществить нейтронзахватную терапию опухолей, расположенных на достаточно большой глубине. Ограничением, как правило, является предельно допустимая лучевая нагрузка в слоях здоровой ткани. Для проведения клинических исследований и лечения требуются пучки тепловых нейтронов с размерами порядка $10 \times 10 \text{ см}^2$ и плотностью потока $\sim 10^9 \text{ н/см}^2 \cdot \text{с}$. Наибольший опыт связан с использованием исследовательских реакторов для нейтронной терапии быстрыми нейтронами. Однако широкое применение ядерных реакторов трудно представить себе в медицинских клиниках. Даже специализированный реактор для медицинских целей является ядерно-опасным объектом, требующим наличия специализированных служб и сложных охранных мероприятий. Большую надежду медики возлагают на применение ускорителей заряженных частиц.

В связи с этим на протяжении последнего десятилетия широко обсуждается и исследуется вопрос создания источника нейтронов для нейтронзахватной терапии на основе недорогого протонного ускорителя на энергию 2–3 МэВ с мощностью пучка 10–20 кВт, предназначенного для использования в онкологических клиниках. Наиболее перспективной ядерной реакцией для генерации нейтронов на таком ускорителе является реакция ${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$. Полный выход нейтронов из толстой (по сравнению с пробегом протонов) металлической ${}^7\text{Li}$ -мишени при энергии протонов 2,5 МэВ и токе пучка 10 мА составляет $\sim 10^{13}$ нейтронов в секунду, а спектр нейтронов ограничен сверху энергией 0,78 МэВ. Энергоугловое распределение нейтронов в реакции ${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$ приведено на рис. 1. Проведенные ранее расчеты [4, 6] показали, что с таким источником нейтронов, используя компактный замедлитель, можно сформировать приемлемый для нейтронзахватной терапии пучок нейтронов.

В настоящее время интенсивные радиобиологические и предклинические исследования по нейтронзахватной терапии ведутся с использованием реакторов и ускорителей в США, Японии, Финляндии, Италии и др. Исходные спектры нейтронов в реакторах, а также полученные с помощью ускорителей необходимо модифицировать, чтобы они были подходящими для целей нейтронзахватной терапии.

ФУНКЦИИ ВЛИЯНИЯ И ИХ ПРИМЕНЕНИЕ ДЛЯ ОПТИМИЗАЦИИ НЕЙТРОННЫХ ПУЧКОВ

Как уже отмечалось выше, «чистые» источники нейтронов используются довольно редко. Для повышения качества лучевой терапии используются фильтры-формирователи, которые преобразуют поток исходных нейтронных источников в более подходящий. Поясним, что же понимается под «качеством» преобразования. В недостижимом идеале наивысшее качество достигается тогда, когда все излучение подводится к опухоли и там остается, разрушая раковые клетки. Воздействие на здоровую ткань в таком идеальном случае отсутствует. Реальность, к сожалению, иная. Воздействие на здоровую ткань присутствует. Необходимо разработать

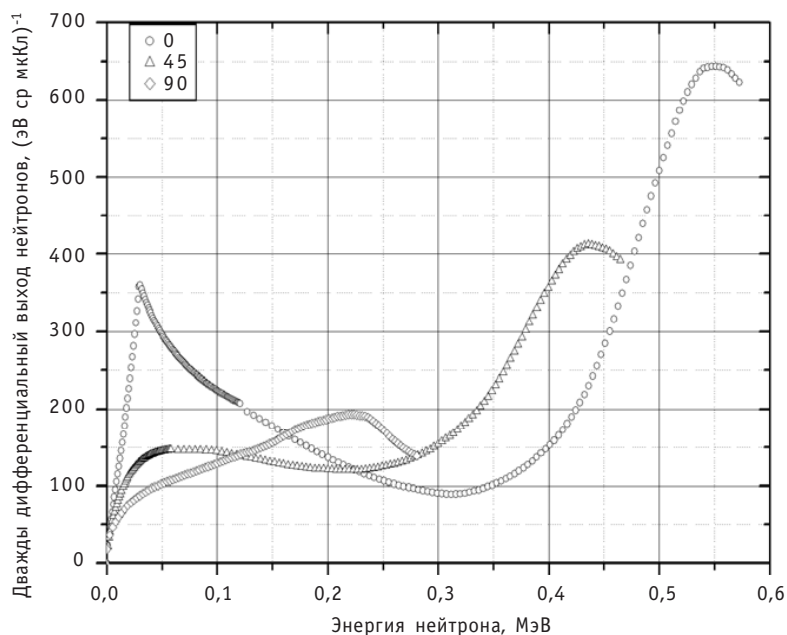


Рис.1. Энергоугловое распределение нейтронов в реакции ${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$

подходы и оборудование, которые максимизируют воздействие на больную ткань и минимизируют на здоровую. Деятельность в данном направлении идет, и сама процедура BNCT основана на подходе минимизации вредного воздействия на здоровую ткань и максимизации воздействия на опухоль.

Качество пучка эпитепловых нейтронов для борнейтронзахватной терапии принято характеризовать следующими основными параметрами [1]:

- достижимая глубина (advantage depth – AD) – глубина в фантоме, при которой мощность биологически взвешенной дозы в опухоли становится равной величине наибольшего значения мощности дозы для здоровой ткани;
- мощность биологически взвешенной дозы в опухоли на глубине AD (advantage depth dose rate – ADDR), которая характеризует время достижения максимально допустимой дозы на глубине AD;
- терапевтическое отношение (therapeutic ratio – TR), равное отношению мощности дозы в опухоли к максимальной мощности дозы в здоровой ткани;
- достижимое дозовое отношение (advantage rate – AR) – отношение полной дозы в опухолевой ткани к полной дозе в здоровой, проинтегрированное от поверхности до глубины AD;
- отношение тока к потоку, $J_{\text{эпи}}/\Phi_{\text{эпи}}$, характеризующее расходимость пучка эпитепловых нейтронов.

Оптимальное распределение по энергии пучка нейтронов, подводимого к пациенту, зависит от глубины расположения опухоли в теле пациента. Поэтому первая задача состоит в том, чтобы исследовать эту зависимость. Однако это совсем не простая задача, поскольку, вообще говоря, она обратная. По глубине и размеру опухоли нужно определить спектр излучения, приносящий максимальный вред больной ткани и минимальный здоровой.

При решении такого рода задач естественно было бы использовать аппарат сопряженных функций. В этом случае нужно рассчитывать набор функций ценностей по отношению к целому ряду функционалов типа

$$D_{V_M}^{TUMOR} = \int_{V_M} \int_E \int_{4\pi} \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) \sum_i W_i K_i(E) RBE_i(E) dE d\vec{r} d\vec{\Omega}, \quad (1)$$

где $D_{V_M}^{TUMOR}$ – значение мощности дозы в окрестности расположения опухоли; $\Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$ – плотность нейтронного потока в области расположения опухоли; $K_i(E)$ – энергетическая зависимость удельной кермы (керма-фактор) – для i -го элемента среды, Гр·см²/нейтрон; W_i – относительная массовая доля элементов биологической ткани и препарата; $RBE_i(E)$ – относительная биологическая эффективность (ОБЭ) воздействия излучения для i -го элемента ткани и препарата.

Аналогичные функции ценности должны быть рассчитаны и для распределения доз в здоровой ткани $D_{V_M}^{HEALTHY}$, которые вычисляются по соотношениям, подобным (1).

Как известно, при наличии набора функций ценности $\Phi^*(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$ функционал вида (1) можно рассчитать, используя ценность и источник нейтронов, подведенных к пациенту:

$$D_{V_M}^{TUMOR} = \int_{V_S} \int_E \int_{4\pi} Q(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) \Phi^*(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) dE d\vec{\Omega} d\vec{r}. \quad (2)$$

Интегрирование в (2) в отличие от (1) проводится по области действия источника.

Соотношения (1) и (2) приводят к одному и тому же результату. Однако соотношение (2) открывает путь для поиска оптимального источника нейтронов, который обеспечил бы наивысшую дозу в опухоли и минимальную в здоровой ткани. Это вполне возможный, но достаточно трудоемкий путь решения задачи разработки оптимального источника нейтронов. Трудоемкость этого пути связана с тем, что для описания распространения излучения в опухолях и здоровых тканях требуется применение прецизионных методов решения уравнения переноса, из которых наиболее подходящим является метод Монте-Карло. Особенностью метода Монте-Карло является сложность расчета дифференциальных распределений плотностей потока и ценности. Именно поэтому использование соотношений типа (2) в задаче оптимизации источника нейтронов является малопродуктивным.

Еще одна причина трудоемкости такого подхода состоит в необходимости вычисления огромного набора функций ценности для разных глубин расположения опухоли и точек контроля над дозой в здоровой ткани, поскольку заранее не известно, в какой точке доза в здоровой ткани будет максимальна, а именно это является ограничением при лечении раковых опухолей.

Для решения поставленной задачи в данной работе предлагается использовать подход расчетного построения так называемых функций влияния. Идея подхода состоит в расчете доз от набора дельтаобразных источников нейтронов, имеющих определенную энергию (энергетическую группу). Обоснование подхода проводится достаточно просто и заключается в свойстве линейности уравнения переноса. Если исходное уравнение переноса записать в виде

$$\mathbf{L}\Phi = Q, \quad (3)$$

где Φ – плотность нейтронного потока; Q – распределение источника нейтронов, а затем вместо (3) решать уравнения

$$\mathbf{L}\Phi_i = Q_i, \quad (4)$$

где

$$Q = \sum Q_i, \quad (5)$$

то в силу линейности уравнения переноса

$$\Phi = \sum_i \Phi_i.$$

От плотности потока нейтронов или гамма-квантов Φ_i в групповом виде легко перейти к соответствующим дозовым распределениям, которые, собственно, и есть функции влияния.

Если рассчитать набор таких функций влияния для всех энергетических групп, то потом можно определить распределение доз от источника любой энергетической структуры. В простом, но важном случае, когда нейтроны источника распределены равномерно на некотором участке поверхности и падают нормально к поверхности, нужно просто сложить функции влияния с весом источника в данной группе:

$$D_x(\mathbf{r}) = \sum_g S_g D_x^g(\mathbf{r}), \quad (6)$$

где $D_x^g(\mathbf{r})$ – дозы от x -го типа излучения (нейтронного, гамма- и др.) от источника, сосредоточенного в энергетической группе g ; $D_x^g(\mathbf{r})$ – функция влияния; S_g – спектр источника облучения, физически это доля нейтронов, вылетающих из группы g .

$$\sum_g S_g = 1. \quad (7)$$

Для перехода к реальной интенсивности источника нужно $D_x^g(\mathbf{r})$ помножить на эту интенсивность. Имея разные источники S_g , можно с помощью функций влияния $D_x^g(\mathbf{r})$ по соотношению (6) выбрать наилучший с точки зрения максимальной дозы в опухоли и минимальной в здоровой ткани.

В результате таких исследований можно определить, какие энергии нейтронов желательны при той или иной глубине расположения опухоли. Функции влияния могут быть полезны при разработке фильтров, с помощью которых можно будет сформировать пучки нейтронов требуемой энергетической структуры.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ И ИХ АНАЛИЗ

В расчетных исследованиях полагалось, что нейтроны падают на тканеэквивалентный фантом нормально. Пучок имеет цилиндрическую форму, нейтроны внутри пучка распределены равномерно. Диаметр пучка в основании равен 10 см. Предполагалось, что в опухоли концентрация ^{10}B 65 ppm, а в здоровой ткани – 18 ppm. Расчетное моделирование переноса нейтронов и гамма-лучей проводилось методом Монте-Карло с использованием программного комплекса MCNP[8].

Расчеты выполнялись последовательно для набора энергетических групп в области энергий от 0 до 10 МэВ. Рассчитывалась полная доза в больной ткани и ее составляющие от взаимодействия с вторичными гамма-квантами; с основными компонентами, составляющими ткань (водород, кислород и азот); нейтронов с бором.

Для сравнения также рассчитывалась полная доза в здоровой ткани. На рис. 2–4 приведены распределения доз по глубине фантома вблизи центральной оси для некоторых энергетических интервалов (групп). Во всех вариантах предполагалось, что плотность потока нейтронов на поверхности фантома равна 10^9 нейтрон/см²·с. Результаты расчетов, показали, что доза в опухоли оказалась значительно выше, чем в здоровой ткани вплоть до энергии нейтронов 60 кэВ.

На рис. 5 приведены распределения терапевтического отношения в зависимости от энергии пучка для разных глубин расположения опухоли. На этом же рисунке приведены для сравнения значения терапевтических отношений для пучка нейтронов, полученного на ускорителе протонов с энергией 2,3 МэВ с использо-

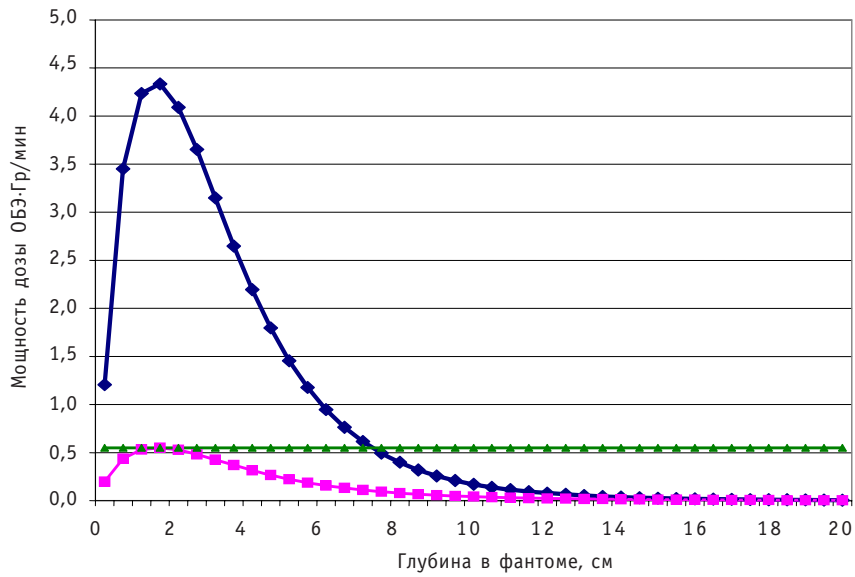


Рис. 2. Функции влияния – распределения мощности дозы в опухоли и здоровой ткани для энергетического интервала 0.465–1 эВ: ◆ – Tot dose_TUMOR; ■ – Tot dose_HEALTHY; ▲ – AD

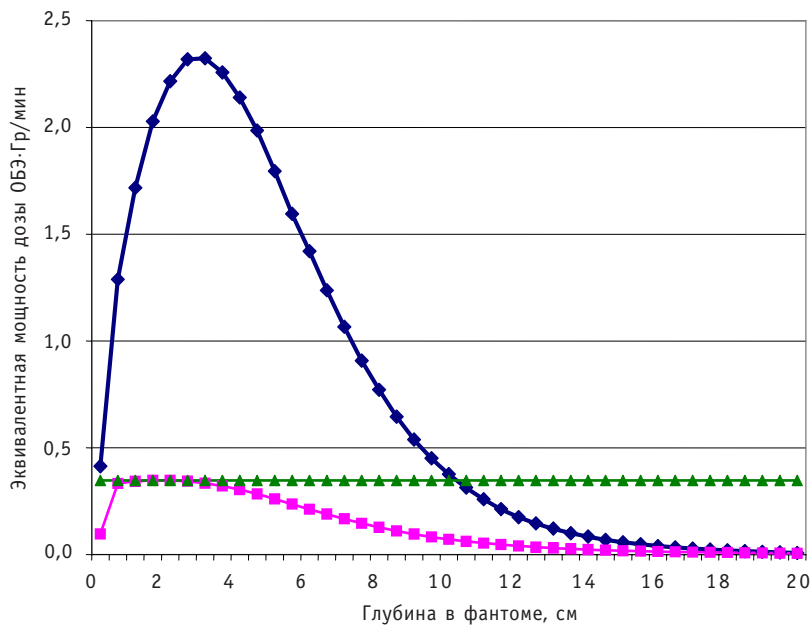


Рис. 3. Функции влияния – распределение дозы в опухоли и здоровой ткани для энергетического интервала 10–20 КэВ: ◆ – Tot dose_TUMOR; ■ – Tot dose_HEALTHY; ▲ – AD

ванием реакции ${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$ и замедлителя 40X40X40 см из тефлона со вставкой из MgF_2 [4]. Из результатов расчета видно, что зависимости ТР от энергии нейтронов для разных глубин расположения опухоли разная. На глубине 2 см в интервале энергий от 0,215 эВ до 20 кэВ изменение ТР в зависимости от энергии довольно слабое, однако после 20 кэВ зависимость от энергии усиливается и до 70 кэВ ТР уменьшается от 6,5 до 2. Для глубины размещения опухоли 5 см зависимость ТР от энергии совсем другая, чем при 2 см. Наиболее «благоприятным» для лечения опухоли на разных глубинах размещения является интервал энергий нейтронов от 1 до 20 кэВ.

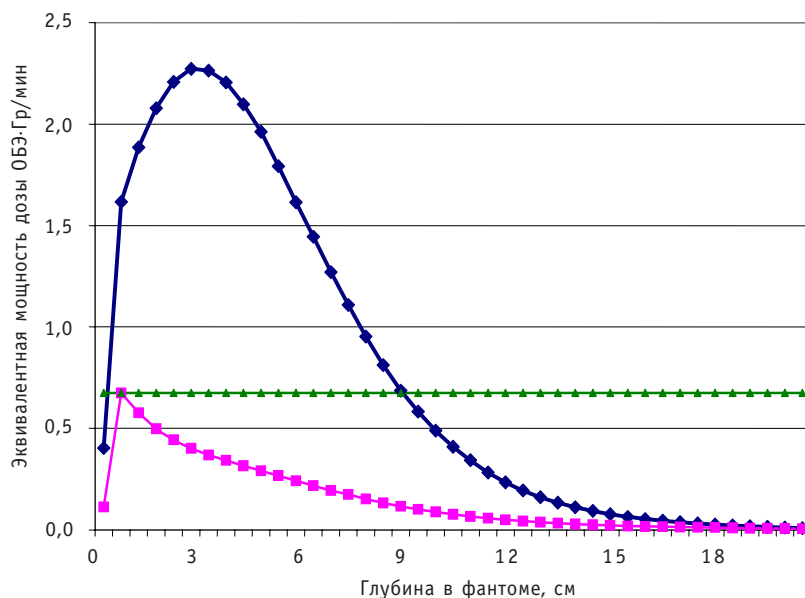


Рис. 4. Функции влияния – распределение дозы в опухоли и здоровой ткани для энергетического интервала 30–40 КэВ: ◆ – Tot dose_TUMOR; ■ – Tot dose_HEALTHY; ▲ – AD

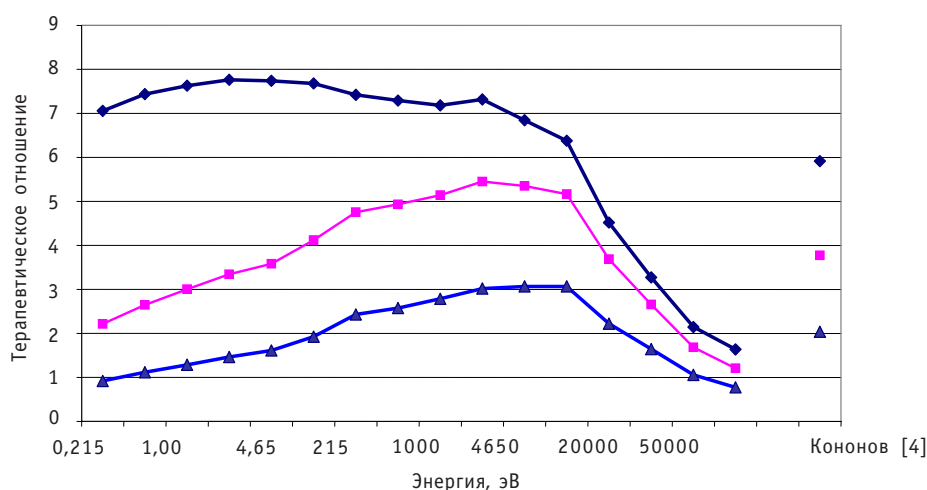


Рис. 5. Распределение значения терапевтического отношения в зависимости от энергии пучка и глубины в фантоме: ◆ – 2 см; ■ – 5 см; ▲ – 7 см

Заметим, что результаты, приведенные на рис. 5, позволяют сформировать теоретический пучок с предельными свойствами. Понятно, что любой реальный пучок будет хуже. Пучок нейтронов, сформированный в работе [4], по своим характеристикам является достаточно хорошим и подходящим для использования при лечении на разных глубинах размещения опухоли, по крайней мере, по своим физическим характеристикам.

На рис. 6 приведены распределения дозы в опухоли в зависимости от энергии нейтронов. Видно, что эти зависимости меняются с глубиной размещения опухоли. Так, для глубин 5–7 см зависимость полных доз от энергии нейтронов плавная, в то время как для глубин в районе двух сантиметров изменения от энергии нейтронов достаточно сильны.

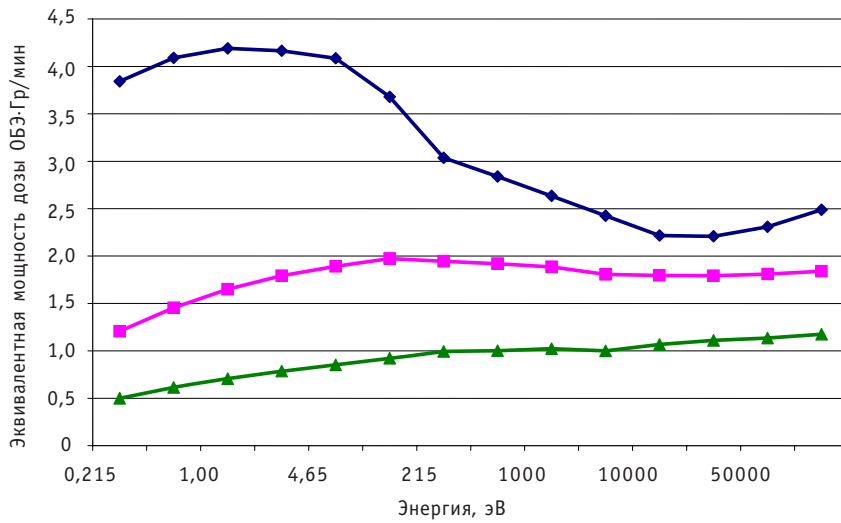


Рис. 6. Распределение значения мощности дозы в зависимости от энергии пучка и глубины в фантоме:
 ◆ – 2 см; ■ – 5 см; ▲ – 7 см

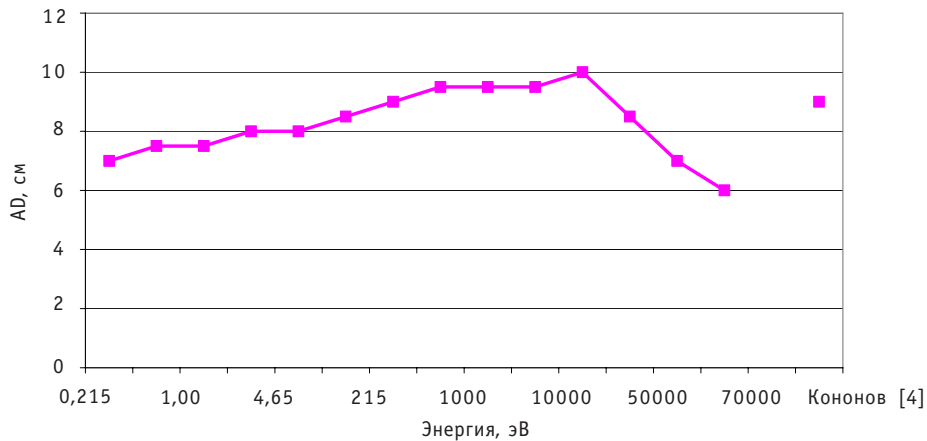


Рис. 7. Распределение AD (глубина в фантоме, при которой мощность биологически взвешенной дозы в опухоли становится равной величине наибольшего значения мощности дозы для здоровой ткани) в зависимости от энергии пучка

Зависимость AD, как следует из рис. 7, от энергии довольно плавная. Сначала AD плавно возрастает до 10 сантиметров при энергии 10 кэВ, а затем падает и становится при 70 кэВ равным 6.

На рис. 8 содержится распределение по энергии такой важной характеристики как ADDR, которая связана с предельным временем облучения больного при предельной глубине размещения опухоли. Понятно, что чем ниже эта характеристика, тем лучше. Из результатов расчета видно, что в интервале энергий пучка от 0,215 эВ до 20 кэВ эта дозовая характеристика меняется мало, но при увеличении энергии нейтрона выше 20 кэВ изменения становятся более сильными.

Таким образом, функции влияния позволяют понять, какие энергии являются предпочтительными для лечения злокачественных опухолей. Имея полный набор функций влияния, можно построить распределение доз по глубине для источника нейтронов произвольной формы. Имея разные источники можно с помощью функций влияния по соотношению (4) выбрать наилучший источник с точки зрения максимальной дозы в опухоли и минимальной в здоровой ткани.

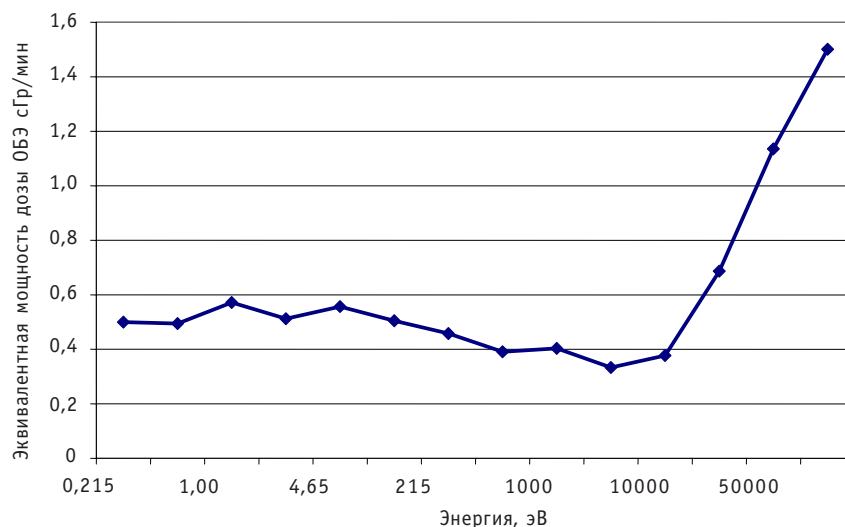


Рис. 8. Распределение мощности биологически взвешенной дозы на глубине AD, которая характеризует время достижения максимально допустимой дозы на глубине AD; ◆ – ADDR

Заметим, что для разных глубин расположения опухоли набор предпочтительных энергий оказался разным.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Нейтронзахватная терапия, принципиальной особенностью которой является избирательность радиационного поражения раковых клеток, в настоящее время рассматривается в качестве перспективного метода лечения ряда злокачественных новообразований, в частности, различных форм опухолей головного мозга.

В многочисленных публикациях показано, что «чистые источники» (источники из установок) нейтронов используются довольно редко. Для повышения качества лучевой терапии используются фильтры-формирователи, которые преобразуют поток исходных нейтронных источников в более подходящий.

Для оптимизации предложен подход, основанный на использовании функций влияния, при котором источник состоит из нейтронов только одной конкретной энергетической группы. При этом рассчитывается распределение доз в здоровой и больной ткани. Используя такую информацию, можно определить, нейтроны каких энергий являются более эффективными для лечения опухоли и наносят минимальный вред здоровой ткани.

Функции влияния позволяют определить рекордные (предельные) возможности пучков нейтронов. Показатели реальных пучков будут хуже.

Литература

1. IAEA, VIENNA, 2001, IAEA – TECDOC – 1223, ISS N 1011_4289, Current status of neutron capture therapy, May 2001.
2. БР-10. Препринт ФЭИ-1825, Обнинск, 1987.
3. Мардынский Ю.С., Сысоев А.С., Гулидов И.А. Цыб А.Ф. Нейтроны ядерных реакторов в лечении злокачественных новообразований. – Обнинск: МРНЦ РАМН, 2001. – 132 с.
4. Кононов О.Е., Кононов В.Н., Коробейников В.В., Соловьев А.Н., Боховко М.В., Чу В.Т., Житник А.К., Огнев С.П. Оптимизация источника эпитепловых нейтронов на основе реакции ${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$ для нейтронзахватной терапии/Препринт ФЭИ-2984. – Обнинск, 2003.
5. Кононов В.Н., Боховко М.В., Кононов О.Е., Соловьев А.Н., Чу В.Т. Источники быстрых нейтронов на основе ускорителя для нейтронной терапии/Препринт ФЭИ-2995. – Обнинск, 2005.

6. Кононов О.Е., Кононов В.Н., Боховко М.В. Источники нейтронов на основе ускорителя для нейтронной и нейтронозахватной терапии/Препринт ФЭИ-2952. – Обнинск, 2003.

7. Кононов В.Н., Боховко М.В., Кононов О.Е. Гамма-излучение нейтронного источника на основе реакции ${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$ /Препринт ФЭИ-2643. – Обнинск, 1997.

8. *Briesmeister J.* MCNP – A general Monte Carlo n-particle transportation code. LA-1625-M, version 4B, LANL, 1997.

Поступила в редакцию 5.09.2008

ОБНАРУЖЕНИЕ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ В БАГАЖЕ ПАССАЖИРОВ АЭРОПОРТОВ В УСТАНОВКАХ С ИМПУЛЬСНЫМИ НЕЙТРОННЫМИ ИСТОЧНИКАМИ И ЦИФРОВОЙ ОБРАБОТКОЙ ДАННЫХ

В.Л. Ромоданов, И.В. Мухамадьяров, А.Г. Белевитин,

В.В. Афанасьев, В.К. Сахаров, Д.Н. Черникова

Московский инженерно-физический институт (государственный университет), г. Москва



При создании таможенных установок обнаружения делящихся материалов (ДМ) в багаже одной из основных является проблема их выявления в случаях, когда они сознательно скрываются какими-либо экранами, поглощающими зондирующие излучения. В установках с импульсными нейтронными источниками практически невозможно скрыть ДМ с помощью свинцовых экранов, однако, если в таких устройствах используются тепловые нейтроны, то это возможно сделать с помощью экранов, имеющих большое сечение поглощения тепловых нейтронов, например, кадмиевых. В качестве обоснования возможности создания установки таможенного контроля ДМ приводятся экспериментальные результаты выполнения проектов МНТИЦ №596 и №2978 по обнаружению ^{235}U в модели с графитовым замедлителем нейтронов и цифровым разделением нейтронов и фотонов в PSD-сцинтилляторах. Модель представляет собой графитовый параллелепипед размером $1300 \times 1300 \times 1200$ мм с внутренней полостью $500 \times 500 \times 1200$ мм. Внутри полости находится инспектируемый образец ДМ и сцинтилляционная измерительная система с кристаллом стильбена. Анализ результатов экспериментов показал, что возможно обнаружение урана, скрытого кадмиевым экраном, за счет деления ^{235}U нейтронами с энергией выше энергии резонанса в сечении поглощения кадмия. Эти нейтроны присутствуют в графитовой модели в интервале до ~ 150 мкс после импульса нейтронов источника. Было показано, что при соответствующем выборе энергетического порога детектирования отклика ДМ можно получить практически нулевой фон фотонов, что определяет высокую чувствительность установки. При этом разделение нейтронов и фотонов во временных зависимостях возможно при нагрузках сцинтилляционного тракта до $7 \cdot 10^5$ част./с, что недоступно для стандартных аналоговых спектрометрических блоков. Анализ результатов эксперимента показывает, что для обнаружения ~ 10 граммов ^{235}U в кадмиевом экране достаточно 5–7 с при выходе нейтронов импульсного источника DD реакции на уровне $\sim 10^7$ – $2 \cdot 10^7$ нейтр/с.

ВВЕДЕНИЕ

В связи с возможными случаями нарушения международной договоренности о нераспространении ядерных материалов и, как следствие этого, возможными актами ядерного терроризма назрела необходимость в создании устройств обнаружения и контроля радиоактивных и ДМ в ключевых точках их производства, хранения и переработки, а также при транспортировке через таможенные пункты государственных границ. В случае организации террористических актов с использованием радиоактивных и ДМ их последствия могут быть крайне тяжелыми, т.к. кроме человеческих жертв может произойти долговременное заражение местности. При создании террористами «грязной» атомной бомбы (например, с распылением различных радиоактивных и делящихся нуклидов) в результате взрыва могут быть загрязнены обширные территории, что потребует огромных средств для реабилитации среды обитания (особенно при взрыве в городских условиях). Наибольшую опасность представляет незаконное распространение ^{235}U и ^{239}Pu , т.к. эти материалы являются основными компонентами ядерного оружия. Поэтому разработка новых методов и устройств обнаружения ДМ в багаже пассажиров в аэропортах, морских портах и т.д. актуальна и соответствует реалиям современного мира.

В настоящее время имеются разработки установок для обнаружения и контроля ДМ в условиях таможенных пунктов [1–3]. Использование тепловых нейтронов в таких устройствах решает задачу обнаружения ДМ, скрытых свинцовыми экранами, однако экраны с большим сечением поглощения тепловых нейтронов, например, кадмиевые, полностью скрывают присутствие ДМ в инспектируемом объекте. Поэтому в проектах МНТЦ №596 и №2978 были разработаны физический метод и модель таможенной установки с графитовым замедлителем и импульсным источником нейтронов, в которой невозможно скрыть ДМ материалами, поглощающими фотоны и тепловые нейтроны, например, свинцовыми или кадмиевыми экранами.

ФИЗИЧЕСКИЙ МЕТОД НЕРАЗРУШАЮЩЕГО ОБНАРУЖЕНИЯ И КОНТРОЛЯ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ В ЗАМКНУТЫХ ОБЪЕМАХ БЕЗ ИХ ВСКРЫТИЯ

Сущность работы установки обнаружения ДМ базируется на методе спектрометрии по времени замедления нейтронов от импульсного источника в тяжелых замедлителях [4]. При этом в различное время после импульса нейтронов источника в установке присутствуют замедляющиеся нейтроны разных энергий, что практически не дает возможности скрыть ДМ экранами, поглощающими тепловые нейтроны. Регистрация нейтронных откликов быстрых нейтронов деления дает безальтернативный признак присутствия ДМ в инспектируемом образце. Это объясняется тем, что спустя некоторое время после импульса нейтронов источника в экспериментальной установке при отсутствии ДМ фактически нет физических процессов, приводящих к появлению быстрых нейтронов. Из результатов работы [5] следует, что существует временная область вплоть до ~150 мкс после импульса быстрых нейтронов источника, когда в графитовом замедлителе присутствуют замедляющиеся нейтроны с энергией, выше энергии резонанса в сечении поглощения кадмия.

Детектирование нейтронов деления с помощью гелиевых счетчиков быстрых нейтронов нерационально, т.к. они имеют низкие эффективность и быстродействие, в то время как органические сцинтилляторы могут с высокой эффективностью детектировать как нейтроны, так и фотоны, которые возникают в процессе

деления и на любых материалах багажа в реакции радиационного захвата. Поэтому использование сцинтилляторов с цифровым разделением нейтронов и фотонов по форме их откликов является необходимым элементом в установке, т.к. оно ведется при загрузках, не доступных для стандартных аналоговых типов спектрометров. Это объясняется экспоненциальными спадами временных зависимостей нейтронных и фотонных полей, создающих высокую и переменную загрузку электронных трактов в установках с импульсными источниками нейтронов. Запись амплитудно-временной последовательности откликов нейтронов и фотонов в память компьютера решает эту задачу, и поэтому использование цифровой обработки сцинтилляционных откликов нейтронов и фотонов практически снимает проблему мертвого времени и позволяет создавать унифицированные системы сбора данных, для которых становится ненужным использование временных анализаторов, схем совпадений со сдвиговыми регистрами, а также спектрометрических устройств. Это значительно уменьшает номенклатуру электронных блоков и позволяет использовать ранее не доступные для таких целей физические методы обнаружения и контроля ДМ.

Проведенные эксперименты показали, что разделение откликов нейтронов и фотонов в сцинтилляторе цифровым методом позволяет получать информацию об их потоках при загрузках до $7 \cdot 10^5$ част./с. В проведенных экспериментах была использована цифровая технология записи амплитудно-временной последовательности откликов всех нейтронных и фотонных импульсов, возникающих в стильбене от протонов отдачи и комптоновских электронов, в память компьютера с последующим их разделением с помощью специально созданных программ [6]. При этом возникают два канала получения информации о содержимом исследуемого объекта: нейтронный и фотонный. Таким образом, присутствие ДМ, скрытого поглощающим тепловые нейтроны материалом, можно обнаружить в багаже пассажиров по присутствию быстрых нейтронов деления во время 150 мкс после импульса нейтронов источника. Если ДМ скрывается только свинцом, то его можно обнаружить также во временном диапазоне до ~ 1500 мкс. При этом временной спад отклика ДМ, окруженного кадмиевым экраном, будет более крутой, нежели аналогичный временной спад отклика ДМ, скрытого свинцом, а также в тех случаях, когда он ничем не скрывается.

Подробное описание использованного метода цифрового разделения откликов нейтронов и фотонов деления дано в работе [7]. Такой подход дал возможность в настоящее время создать модели установок обнаружения ДМ, в которых невозможно скрывать ДМ с помощью экранов, поглощающих фотоны и тепловые нейтроны. На основе этих моделей предполагается создание прототипов таможенных установок и средств контроля состава ДМ в тепловыделяющих сборках ядерных реакторов, в которых будет использоваться цифровой процессор, позволяющий получать результаты контроля в режиме реального времени.

ЦИФРОВАЯ ОБРАБОТКА СЦИНТИЛЛЯЦИОННЫХ СИГНАЛОВ В УСТАНОВКАХ ОБНАРУЖЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ И ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ

Для получения оцифрованного сигнала с детектора использовалась четырехканальная аналого-цифровая измерительная система с частотой дискретизации импульсов равной 100 МГц, разработанная фирмой «Инструментальные системы» (Москва). Программы обработки объединены в единый вычислительный комплекс и позволяют определять следующие характеристики смешанных нейтронных и фотонных полей:

- отдельные временные распределения откликов нейтронов и фотонов (аналог временного анализатора);
- отдельные амплитудные распределения откликов нейтронов и фотонов (аналог спектрометрических блоков);
- временные совпадения частиц при регистрации продуктов деления ДМ (аналог схем совпадений).

В качестве примера на рис. 1 показано разделение откликов нейтронов и фотонов в зависимости от загрузки сцинтилляционного тракта. На диаграммах каждый отклик представляется отдельной точкой. Параметр разделения определяется как площадь под сцинтилляционным откликом, нормированная на его амплитуду.

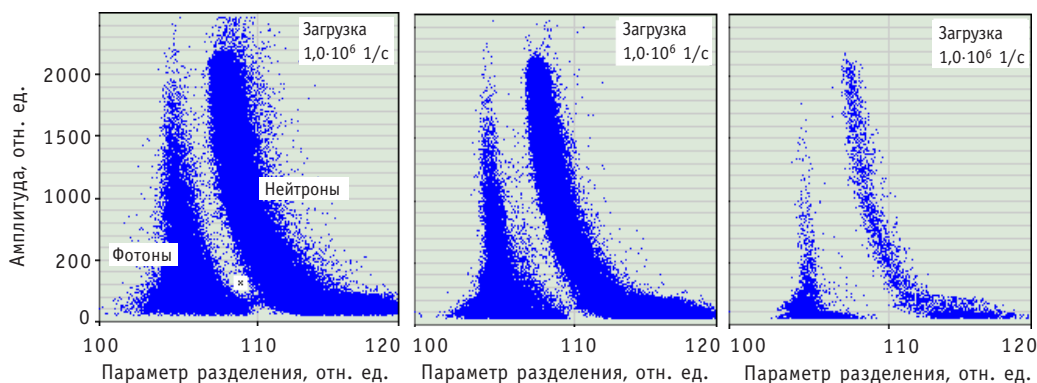


Рис. 1. Точечная диаграмма сцинтилляционных откликов нейтронов и фотонов: источник – генератор DT-нейтронов; детектор – кристалл стибьбена с размерами $\varnothing 40 \times 40$ мм; время измерения 1 с

ЭКСПЕРИМЕНТ

Модель таможенной установки обнаружения ДМ представляет собой графитовый параллелепипед с внешними размерами $1300 \times 1300 \times 1200$ мм, в котором имеется сквозная внутренняя полость с размерами $500 \times 500 \times 1200$ мм, имитирующая багажную камеру. Импульсный нейтронный генератор располагается в боковой стенке установки. Сцинтилляционный детектор – кристалл стибьбена размером $\varnothing 40 \times 40$ мм был установлен в центре камеры. Во время эксперимента в полость помещались различные исследуемые материалы и измерялись временные и амплитудные распределения откликов нейтронов и фотонов. Результаты эксперимента и расчета по программе MCNP-4c2 для временного распределения нейтронной составляющей представлены на рис. 2.

В экспериментах преследовали цель отработки физических методов измерения функционалов нейтронных и фотонных полей, которые могут дать информацию о минимальном количестве ДМ, обнаруживаемом в реальном устройстве. Результаты этих экспериментов позволяют сделать прогноз эффективности реальной установки и дать основу для оптимизации измерительной системы, включая количество детекторов, их размеры и расположение в установке. Для этой цели в модельной установке проводились эксперименты с образцом урана массой 8 г и обогащением по ^{235}U , равным 90%. В комплекс экспериментальных исследований были включены опыты, в которых образцы окружались кадмиевым, свинцовым и сложным композитным экраном, состоящим из свинца, кадмия и плексигласа. Включение плексигласа в композицию сложного экрана объясняется присутствием в нем водорода, эффективно замедляющего эпитепловые нейтроны, которые, снижая свою энергию, затем поглощаются кадмием и тем самым уменьшают число деле-

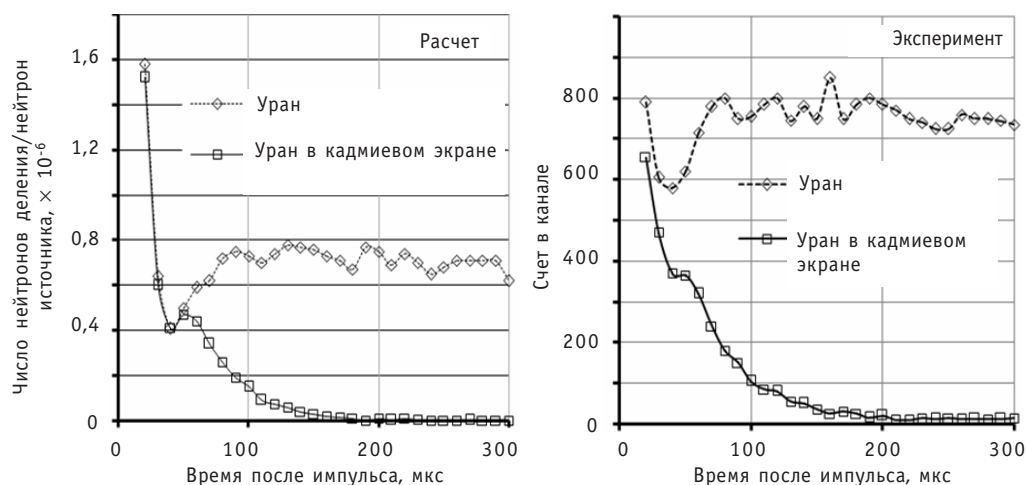


Рис. 2. Зависимость отклика нейтронов деления от времени после импульса нейтронов источника (масса ^{235}U 165 г)

ний урана на эпителивых нейтронах. Толщина свинцового экрана составляла 50 мм, кадмиевого – 0,5 мм, плексигласа – 10 мм. Также были проведены эксперименты, в которых исследовались фоновые свойства модели и влияние различных матричных материалов и материалов, которые могут быть использованы в качестве поглотителей излучения (свинец, кадмий). В качестве матричных материалов использовалась вода в количестве 0,5 л, два образца железа с размерами 750×200×50 мм, а также листовая кадмий и свинец. Образцы располагались на расстоянии 60 мм от центра детектора на центральной оси измерительной полости.

В результате обработки экспериментальных данных в нейтронном канале были получены сцинтилляционные отклики деления уранового образца. Регистрация импульсов нейтронных откликов в отсутствие ДМ объясняется ухудшением качества разделения нейтронных и фотонных откликов при уменьшении их амплитуды и искажении формы фотонных откликов из-за их наложения (см. рис. 1). Экспериментальные результаты были обработаны при разных значениях порога регистрации и параметра формы отклика. С помощью параметра формы производилась программная отбраковка откликов, не удовлетворяющих заданному значению параметра.

На рис. 3 можно видеть, что при энергетическом пороге регистрации нейтронов ~600 кэВ получается практически нулевой фон от фотонов матричных материалов. Это позволяет сделать однозначный вывод о присутствии ДМ даже в том случае, если он скрыт не только кадмием, но и композитным экраном.

Анализ полученных распределений импульсов в нейтронном и фотонном каналах показывает, что фотонный канал также может дать независимую информацию о наличии ДМ в inspected объекте. Если энергетический порог сцинтилляционной системы ниже энергии гамма-квантов собственного излучения ДМ, то присутствие ДМ легко обнаруживается по присутствию постоянной составляющей во временном распределении фотонов. Любой радиоактивный источник также даст постоянную составляющую в фотонном канале. При этом измерение амплитудных распределений фотонов дает возможность определить спектральные характеристики излучения и сделать вывод об энергии излучения, а следовательно, и о типе источника. На рис. 4 показаны временные распределения откликов

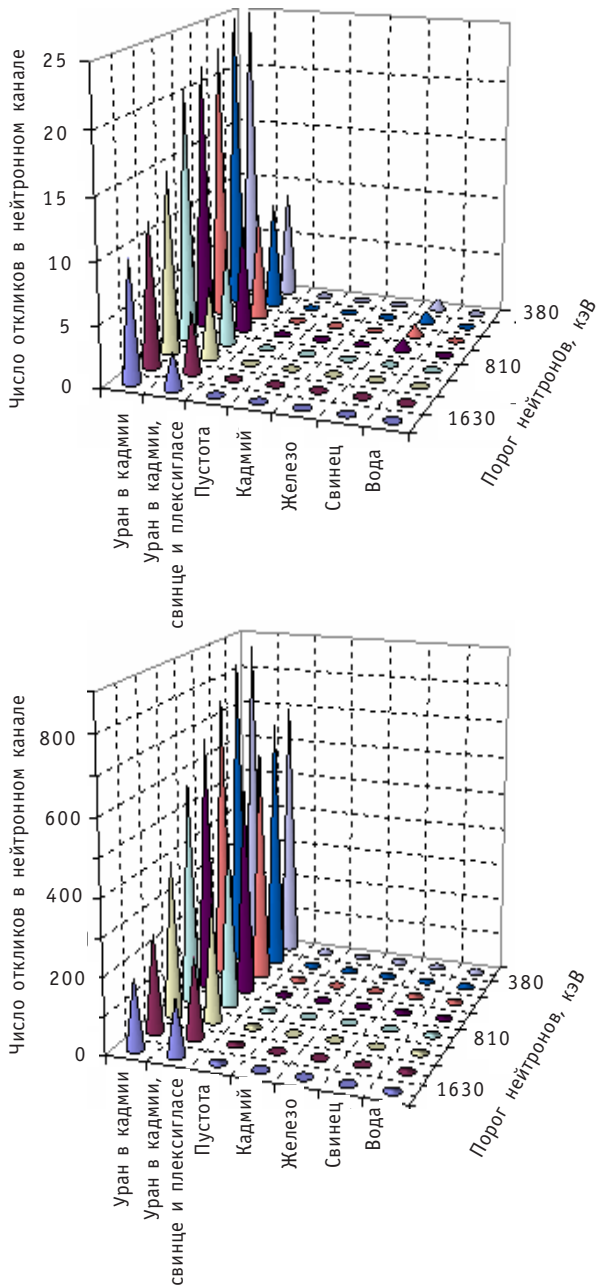


Рис. 3. Число нейтронных откликов в зависимости от порога регистрации для различных материалов, находящихся в измерительной полости установки

фотонов при различных энергетических порогах регистрации откликов нейтронов и фотонов при помещении в установку различных материалов.

Видно, что при пороге регистрации фотонов 125 кэВ наблюдается присутствие гамма-квантов урана ^{235}U с энергией 185,7 кэВ. Это свидетельствует о том, что установка может обнаруживать малые количества урана даже в пассивном режиме работы, в том случае, когда ДМ не скрывается свинцовыми экранами. При этом видно, что кадмиевый экран лишь в незначительной степени снижает отклик фотонов урана, в то время как свинцовый экран имеет на него сильное влияние. Обработка этих же результатов при более высоком пороге практически полностью уничтожает отклик фотонов, принадлежащий линии 185,7 кэВ ^{235}U . Поэтому можно сделать вывод о том, что если высокообогащенный уран малого количества скрывается свинцовым экраном, то отклик от него можно наблюдать только в нейтронном канале при активном режиме работы установки. Амплитудные распределения откликов фотонов, полученные в экспериментах, подтверждают проведенный анализ.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенные эксперименты показали, что сочетание импульсного нейтронного источника с тяжелым замедлителем

нейтронов и цифровой технологией обработки сцинтилляционных сигналов дает возможность создавать установки обнаружения и контроля ДМ с уникальными свойствами, т.к. при этом появляется возможность измерения отдельных временных зависимостей нейтронов и фотонов и их амплитудных характеристик. Использование сцинтилляционных систем позволяет разделять нейтроны и фотоны и получать временные отклики ДМ в различных временных и энергетических диапа-

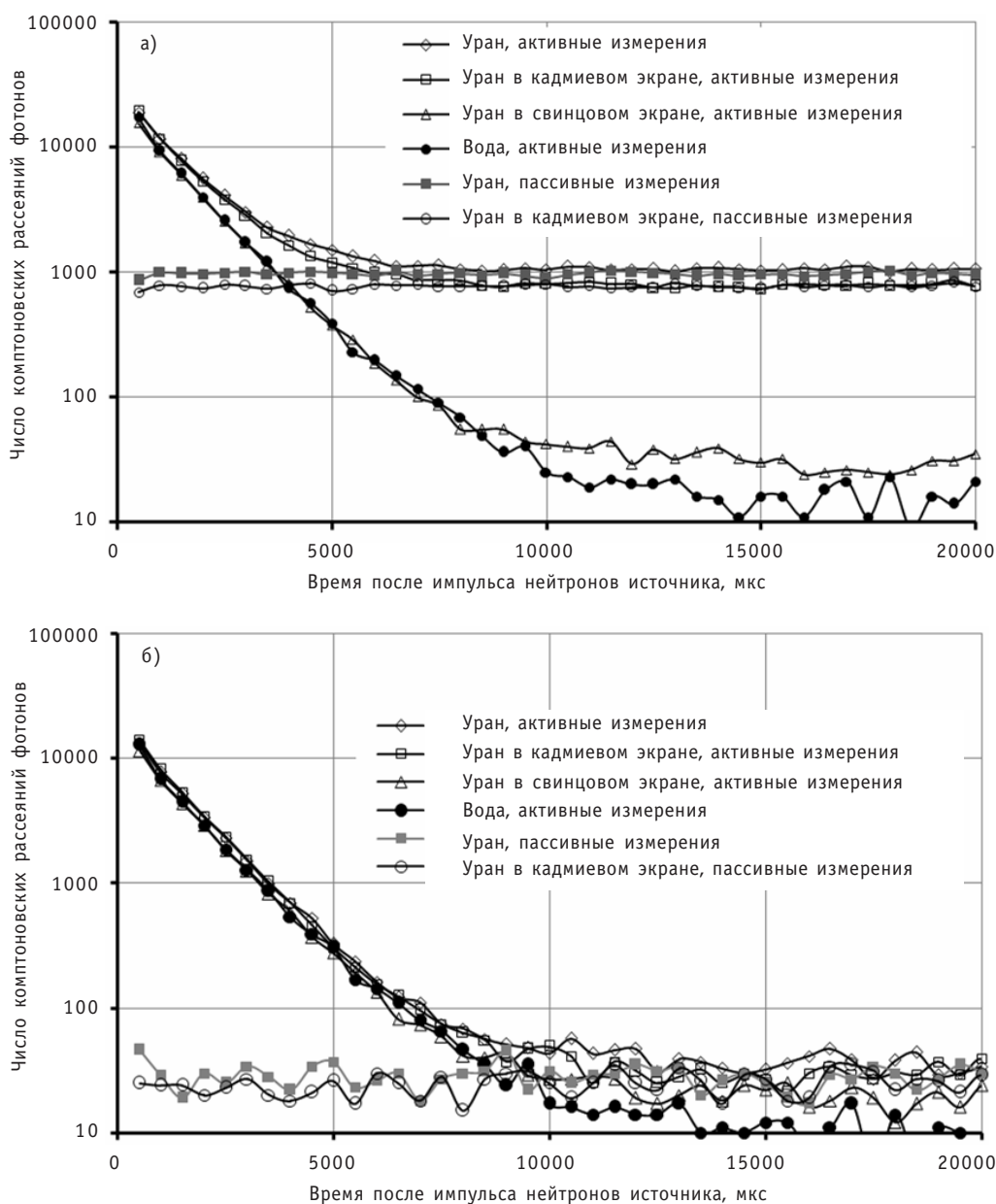


Рис. 4. Временные распределения фотонов при энергетических порогах по фотонам 125 кэВ (а) и 187 кэВ (б)

зонах, что открывает возможность использования в одной установке независимых физических методов их контроля и обнаружения, даже если они скрыты сложными композитными, поглощающими излучения, экранами. Получение высокого качества цифрового разделения нейтронов и фотонов при больших нагрузках электронного тракта позволяет измерять спектральные характеристики анализируемых излучений, что в значительной мере повышает методические возможности обнаружения различных опасных материалов (делящихся, взрывчатых и т.д.). Полученные экспериментальные результаты свидетельствуют о возможности создания технологии получения временных и амплитудных раздельных откликов нейт-

ронов и фотонов от различных объектов, содержащих ДМ (например, ТВС ядерных реакторов, отходы ядерного производства и т.д.). Результаты экспериментов показывают реальную возможность создания полномасштабной таможенной установки для обнаружения ~5–10 г обогащенного урана в багаже за 5–7 с в условиях аэропортов. При эксплуатации установки не требуется специальный штат для обслуживания нейтронного источника, безопасного во время перерывов в работе и при транспортировке. Кроме этого, использование нейтронного генератора с DD-реакцией получения нейтронов не может дать загрязнения помещения даже при его полном разрушении.

Литература

1. *Bogolubov Ye.P., Korotkov S.A., Korytko L.A., Morukov V.G., Nazarov V.I., Polkanov Yu.G., Khasaev T.O.* Method and system based on pulsed neutron generator for fissile material detection in luggage/ Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms. - V. 213. - January 2004. - P. 439-444.
2. *Ромоданов В.Л., Афанасьев В.В., Белевитин А.Г., Игнатов А.А., Сахаров В.К.* Обнаружение делющихся материалов в установках с импульсными нейтронными источниками//Атомная энергия. - 2006. - Т. 101. - Вып. 2. - С. 126.
3. *Romodanov V.L., Afanasiev V.V., Bele A.G., Mukhamadyarov I.V., Sakharov V.K., Chernikova D.N.* A fissile material detection and control facility with pulsed neutron sources and digital data processing/IAEA Conference (Edinburg, 19-22 November 2007).
4. *Krinniger at al.* Pulsed neutron method for non-destructive and simultaneous determination of the ^{235}U and ^{239}Pu contents of irradiated and non-irradiated reactor fuel elements//Nuclear Instruments and Methods. - 1969. - 73. - P. 13-33.
5. Спектры медленных нейтронов/Сборник статей. - М.: Атомиздат, 1971.
6. *Romodanov V.L., Afanasiev V.V., Belevitin A.G., Muchamadjarov I.V.* Detection of fissile materials concealed with radiation absorbing shields in installation with pulsed neutron sources and digital signal processing/Proceedings of 47 Annual INMM Meeting. 2006. - Paper 126.
7. *Ромоданов В.Л., Афанасьев В.В., Белевитин А.Г., Мухамадьяров И.В.* Тестирование программы цифрового разделения откликов нейтронов и фотонов при различных нагрузках сцинтилляционного тракта//Журнал научных публикаций аспирантов и докторантов. - 2008. - № 4. - С.184-191.

Поступила в редакцию 11.06.2008

ИЗМЕНЕНИЕ СООТНОШЕНИЯ ВЕТВЕЙ РАСПАДА ОКОЛОПороГОВОГО РЕЗОНАНСА ${}^7\text{Li}^*(7.45 \text{ МЭВ})$ ПОД ВЛИЯНИЕМ КУЛОНОВСКОГО ПОЛЯ СОПУСТВУЮЩЕЙ α -ЧАСТИЦЫ В РЕАКЦИИ ${}^7\text{Li}(\alpha, \alpha) {}^7\text{Li}^*$

И.А. Тырас

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г.Обнинск*



Изучено влияние кулоновского поля сопутствующих продуктов реакции на изменение соотношения ветвей распада двухфрагментного околопорогового резонанса, образующегося в конечном состоянии трехчастичных ядерных реакций на примере реакции ${}^7\text{Li}(\alpha, \alpha) {}^7\text{Li}^*$ с образованием резонанса ${}^7\text{Li}^*(7.45 \text{ МЭВ})$ при $E_\alpha = 27.2 \text{ МЭВ}$.

ВВЕДЕНИЕ

Ядерные реакции, в конечном состоянии которых образуются наряду с другими ядрами группы фрагментов в резонансном состоянии, играют важную роль как в ядерной физике, так и в ядерной энергетике. В первом случае такие реакции используются как источник спектроскопической информации о резонансных состояниях ядер и модах их распада [1]. Во втором случае такие реакции необходимо учитывать как дополнительные каналы образования протонов, ядер гелия и т.д. при изучении характеристик ускорительно-управляемых и гибридных систем [2].

Важной особенностью реакций упомянутого типа является то, что распад резонанса не является изолированным, а происходит в электромагнитном и ядерном полях сопутствующих продуктов реакции. В нерелятивистских столкновениях особую роль играют дальнедействующие кулоновские силы, которые могут изменять местоположение пика и форму резонансной кривой [3]. В релятивистской области возможно изменение скорости распада, например, β -распада, когда значение напряженности магнитного поля приближается к критическому (так называемому швингеровскому) полю $H_c = \frac{m_e^2 c^3}{e\hbar} = 4.4 \cdot 10^{13} \text{ Э}$ [4]. Отметим, что подобное значение напряженности магнитного поля возникает при нецентральной столкновении тяжелых ионов, в течение ультракороткого времени и в микрообъеме или в световой волне современных лазеров [4].

В настоящей работе рассматривается еще один возможный эффект влияния кулоновского поля сопутствующих продуктов реакции на двухфрагментный ядерный резонанс: изменение соотношения ветвей распада резонанса. Упомянутый

эффект обсуждался ранее [3, 5, 6] и лишь недавно был обнаружен в реакции $\alpha+{}^7\text{Li}$ при $E_\alpha = 27.2$ МэВ с образованием резонанса при $E^* = 7.45$ МэВ с последующим распадом по каналам $\alpha + t$ и $n+{}^6\text{Li}$ [7].

ТЕОРЕТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ

Будем рассматривать ядерную реакцию с образованием трех нерелятивистских фрагментов, два из которых (2 и 3) образуют резонансную пару. На первом этапе все фрагменты будем считать бесспиновыми, учет спина будет осуществлен позднее. Если бы отсутствовало влияние кулоновского поля частицы 1 на резонанс (23)* (т.е. волновая функция конечного канала реакции в системе центра масс имела бы вид

$$\psi_f(\vec{r}_{23}, \vec{p}_1) = \frac{1}{(2\pi)^{3/2}} e^{i\vec{p}_1 \cdot \vec{r}_1} \langle \vec{r}_{23} | \omega_{23}^- | \vec{k}_{23} \rangle,$$

где \vec{r}_{23} и \vec{p}_1 – координаты Якоби, \vec{p}_1 и \vec{k}_{23} – сопряженные импульсы, ω_{23}^- – волновой оператор кулоновского рассеяния пары (23), амплитуда процесса могла бы быть записана в приближении Мигдала-Ватсона [6]

$$T(\vec{k}_{23}, \vec{p}_1) = \sum \frac{Y_{lm}(\vec{k}_{23}) \chi(k_{23})}{E^c - \frac{p_1^2}{2n_{1,23}} - z_R} B_m(\vec{p}_1) + T_{\text{фон}}(\vec{k}_{23}, \vec{p}_1). \quad (1)$$

В (1) $z_R = E_R - i\frac{\Gamma}{2}$ – комплексная энергия резонанса в паре 23; l – орбитальный

момент резонанса; χ – вершинная функция распада резонанса; $B_m(\vec{p}_1)$ – амплитуда образования резонанса в состоянии с магнитным квантовым числом m , E^c – кинетическая энергия фрагментов в системе центра масс; $n_{1,23}$ – приведенная масса системы «резонанс – сопутствующая частица».

Важной особенностью ядерных реакций с образованием резонансных состояний легких ядер ${}^5\text{He}$, ${}^5\text{Li}$, ${}^7\text{Li}$, ${}^8\text{Be}$, установленной экспериментально, является слабое влияние фоновой амплитуды на форму резонансной кривой, описываемой

резонансным пропагатором $P_R = \left(E^c - \frac{p_1^2}{2n_{1,23}} - z_R \right)^{-1}$, т.к. обычно предполагается, что

функцию $B_m(\vec{p}_1)$ в окрестности резонанса можно аппроксимировать постоянными. В случае околороговых резонансов на сечение реакции влияет зависимость как от энергии ширины распада (или одной из ее парциальных компонент Γ_i), так и от энергии вершинной функции распада χ_i . На поверхности энергии, когда

$E^c = \frac{p_1^2}{2n_{1,23}} + \frac{k_{23}^2}{2\mu_{23}}$ ($\mu_{23} = \frac{m_2 m_3}{m_2 + m_3}$ – приведенная масса пары 23), парциальная ширина дается формулой [3,8]

$$\Gamma_i = \pi \mu_{23} k_{23} |\chi_i(k_{23})|^2, \quad (k_{23} = \sqrt{2\mu_{23} E_{23}}), \quad (2)$$

так что энергетическая зависимость парциальной ширины распада задается, помимо кинематического фактора k , пороговым поведением вершинной функции.

Для перенесения основных положений модели Мигдала-Ватсона на случай, когда влиянием кулоновского поля сопутствующего фрагмента нельзя пренебречь, как было показано в [6], необходимо реализовать следующую процедуру [3].

1. Заменить свободный резонансный пропагатор P_R на кулоновский пропагатор P_R^c , удовлетворяющий уравнению Липпмана-Швингера

$$P_R^c(z_{23}) = P_R(z_{23}) + P_R(z_{23})V_{1,23}^c P_R^c(z_{23}), \quad (3)$$

где кулоновский потенциал $V_{1,23}^c$ имеет вид $\frac{Q_1(Q_2+Q_3)}{\rho_1}$ (Q_i – заряд i -го фрагмента),

$$z_{23} = E^c - z_R.$$

2. Заменить волновую функцию ψ_f трехчастичной кулоновской волновой функцией $\psi_c^-(\vec{r}_{23}\vec{p}_1)$.

Для выделения резонансной части амплитуды рассматриваемого процесса удобно воспользоваться методом эффективных зарядов Петеркопа [9]

$$\psi_c^-(\vec{r}_{23}\vec{p}_1) = \langle \vec{r}_{23} | \omega_{23}^- | \vec{k}_{23} \rangle \langle \vec{p}_1 | \omega_{1,23}^- | \vec{p}_1 \rangle + G^c(E - i0)(V_{12}^c + V_{13}^c - U_{1,23}^c) \omega_{23}^- \omega_{1,23}^- | \vec{k}_{23}\vec{p}_1 \rangle. \quad (4)$$

В (4) $V_{ij}^c = \frac{Q_i Q_j}{r_{ij}}$, а кулоновский потенциал $U_{1,23}^c$ имеет вид $\frac{\lambda_{1,23}}{\rho_3}$, где «эффектив-

ный» заряд $\lambda_{1,23} = \frac{(\eta_{12} + \eta_{13})p_1}{n_{1,23}}$ и $\eta_{ij} = \frac{Q_i Q_j \mu_{ij}}{k_{ij}}$ – кулоновский параметр для пары ij ,

k_{ij} – импульс в паре ij , $G^c(z)$ – кулоновская функция Грина выходного канала реакции. При этом выясняется, что второе слагаемое в правой части соотношения (4) не дает вклада в резонансную часть амплитуды процесса. Тогда вместо формулы (1) приближения Мигдала-Ватсона возникает приближение вида

$$T_R(\vec{k}_{23}\vec{p}_1) = \sum_m Y_{lm}(\vec{k}_{23}) \chi(k_{23}) I_m, \quad (5)$$

где

$$I_m = \langle \vec{p}_1 | \omega_{1,23}^- P_{23}^c(z_{23}) | B_m \rangle, \quad (5')$$

индекс R относится к резонансной части амплитуды.

Таким образом, за резонансное поведение амплитуды (5) отвечает матричный элемент I_m . Аппроксимируя функции B_m подходящими константами \tilde{B}_m и переходя в координатное представление, получим

$$I_m = (2\pi)^{3/2} \int d\vec{p} \cdot \langle \vec{p}_1 | \omega_{1,23}^- | \vec{p} \rangle \langle \vec{p} | P_{23}^c(z_{23}) | 0 \rangle \cdot \tilde{B}_m. \quad (6)$$

Матричный элемент $\langle \vec{r} | P_{23}^c(z_{23}) | 0 \rangle$ задается формулой Мейкснера [6]

$$\langle \vec{p} | P_{23}^c(z_{23}) | 0 \rangle = -\frac{n_{1,23}}{2\pi\rho} \Gamma(1 + iv) W_{-iv, \frac{1}{2}}(-2ik_R \rho),$$

где $k_R = \sqrt{2n_{1,23}z_{23}}$, $v = \frac{\lambda_{1,23}n_{1,23}}{k_R}$.

Для вычисления матричного элемента (6) воспользуемся вторым резольвентным тождеством

$$P_{23}^c(z_{23}) = g_{1,23}^c(z_{23}) + g_{1,23}^c(z_{23})(V_{1,23}^c - U_{1,23}^c)P_{23}^c(z_{23}). \quad (7)$$

Тогда, используя интегральное представление для функции Уиттеккера и формулу Нордсика [10], получим

$$I_m = \frac{e^{-\frac{\pi}{2}\eta} \Gamma(1 + i\eta) \tilde{B}_m}{E^c - \frac{p_1^2}{2n_{1,23}} - z_R} \left(1 + \frac{4ik_R}{(p_1 + k_R)^2} \left(\frac{\alpha n_{1,23}}{k_R} - \eta \frac{p_1}{k_R} \right) e^{\pi\eta} \cdot \int_0^1 dx \frac{x^{iv}}{(\varepsilon - x)^{1+i\eta} (1 - \varepsilon x)^{1-i\eta}} \right), \quad (8)$$

где параметр $\varepsilon = \frac{p_1 - k_R}{p_1 + k_R}$. Отметим, что при выводе формулы (8) переменная t ($0 \leq t < \infty$) в интегральном представлении функции Уиттеккера была заменена на x с помощью подстановки $t = \frac{x}{1-x}$.

В типичной экспериментальной ситуации, в частности в случае резонансов, удаленных от порога, параметр ε является малым. Тогда, записывая $(1-\varepsilon x)^{1-i\eta} \approx 1$ (что дополнительно требует выполнения условия $|\eta\varepsilon| \ll 1$), получим

$$\int_0^1 dx \frac{x^{iv}}{(\varepsilon - x)^{1+i\eta}} = \frac{\Gamma(1+iv)}{\Gamma(2+iv)} {}_2F_1\left(1+i\eta, 1+iv; 2+iv; \frac{1}{\varepsilon}\right) \cdot \varepsilon^{-1-i\eta}.$$

На последнем этапе преобразуем функцию Гаусса z в функцию параметра z^{-1} и, заменяя выражение $\frac{\alpha n_{1,23}}{k_R} - \eta \frac{p_1}{k_R}$ на $\nu - \eta$ (что приводит к переопределению $T_{\text{фон}}$), получим

$$I_m = \frac{e^{-\frac{\pi}{2}\eta} \Gamma(1+i\eta) \tilde{B}_m}{E^c - \frac{p_1^2}{2n_{1,23}} - z_R} \times \left(1 + \frac{\Gamma(1+i\eta-iv)\Gamma(1+iv)}{\Gamma(1+i\eta)} (-\varepsilon)^{iv-i\eta} - {}_2F_1(1+i\eta, i\eta-iv; 1+i\eta-iv; \varepsilon) \right). \quad (9)$$

В силу малости параметра ε последнее слагаемое в (9) близко к 1, так что

$$I_m = \frac{\tilde{B}_m}{E^c - \frac{p_1^2}{2n_{1,23}} - z_R} \left(\frac{p_1 - k_R}{p_1 + k_R} \right)^{i\xi} e^{-\frac{\pi}{2}\xi} \Gamma(1+i\xi) e^{\frac{\pi}{2}\nu} \Gamma(1+iv) + O(\varepsilon), \quad (10)$$

$(\xi = \eta - \nu).$

Параметризация (10) была получена ранее в [3] при использовании дополнительных упрощающих предположений (эйконоальное приближение в [11], приближенное выражение Меркурьева-Редмонда для трехчастичной волновой функции и приближение нулевого радиуса действия в паре 23 [3], приближенное выражение для матричного элемента $\langle \bar{p}_1 | P_{23}^c(z_{23}) | B_m \rangle$ в [12]).

В случае околопороговых резонансов (параметр ε , по-прежнему, предполагается малым) параметризация остается справедливой. В этом случае параметр ε рассчитывается для величины истинной комплексной энергии резонанса (т.е. полюса полной функции Грина подсистемы 23 на нефизическом листе), тогда как в резонансном пропагаторе величина Γ уже зависит от парной энергии. Если же параметр ε не мал, необходимо использовать общую параметризацию (8). Последняя ситуация характерна для околопороговых резонансов, параметры которых удовлетворяют соотношениям

$$E^c \sim E_R \sim \Gamma.$$

Параметризация (10) приводит к следующему выражению для квадрата амплитуды рассматриваемого процесса:

$$\begin{aligned} & \left| T_R(\vec{k}_{23}, \vec{p}_1, \vec{p}_0, E+i0) \right|^2 = \\ & = e^{-\pi(\eta-v_1)} \left| \Gamma(1+i\eta-iv_1-iv_2) \right|^2 \frac{e^{2(\eta-v_1) \arctg\left(\frac{2(E_R-E_{23})}{\Gamma}\right)} \left| \chi_{23}(\vec{k}_{23}) \right|^2 \left| \vec{t}_0(\vec{p}_1) \right|^2}{\left((E_{23}-E_R)^2 + \frac{\Gamma^2}{4} \right)^{-v_2} \left((E_{23}-\varepsilon_R)^2 + \frac{\Gamma^2(k_{23})}{4} \right)}, \quad (11) \end{aligned}$$

где кулоновский параметр v представлен в виде $v = v_1 - iv_2$. Анализ полученной параметризации (11) выполнен в работах [3, 5, 11], где было показано, что местоположение и форма резонансной кривой сильно зависят от кинематики в конечном состоянии реакции – кривая становится ассиметричной, местоположение резонанса может сдвигаться в сторону больших ($\eta-v_1 < 0$) или меньших ($\eta-v_1 > 0$) значений энергии, кривая может сужаться или уширяться, причем уширение может наблюдаться как для околороговых резонансов, так и для резонансов, находящихся далеко от порога, в то время как сужение резонансной кривой характерно только для околороговых резонансов.

ИЗМЕНЕНИЕ СООТНОШЕНИЯ ВЕТВЕЙ РАСПАДА НЕИЗОЛИРОВАННОГО ДВУХФРАГМЕНТНОГО ЯДЕРНОГО РЕЗОНАНСА

Вероятность распада двухфрагментного ядерного резонанса, образующегося в трехчастичном конечном состоянии ядерной реакции, по одному из каналов определяется как площадь под резонансной кривой [7, 15]:

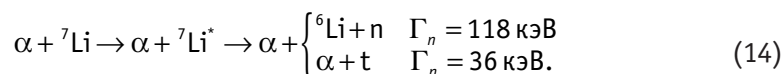
$$W_i = \int \frac{d^2\sigma_i}{dE_\alpha d\Omega_\alpha} dE_\alpha = \int \left(\frac{32\pi^4 n}{p_0} (E_\alpha E_{23})^{\frac{1}{2}} (m_\alpha \mu_{23})^{\frac{3}{2}} \int d\Omega_{23} \left| T(\vec{k}_{23}, \vec{p}_1, \vec{p}_0, E+i0) \right|^2 \right) dE_\alpha. \quad (12)$$

Если влиянием силового поля сопутствующей резонансу частицы (которой в (12) присвоен индекс α) можно пренебречь, то использование при определении дифференциального сечения реакции приближения Мигдала-Ватсона дает

$$\frac{W_i}{W_j} = \frac{\Gamma_i}{\Gamma_j}. \quad (13)$$

К аналогичному результату приводит и представление амплитуды реакции в виде (10) при условии, что резонанс не является околороговым, и кулоновский параметр ξ слабо зависит от кинематических переменных в окрестности резонанса. Последнее означает, что наиболее вероятным кандидатом для поиска эффекта изменения соотношения ветвей распада являются околороговые резонансы [3].

Рассмотрим околороговый резонанс ${}^7\text{Li}^*(7.45 \text{ МэВ})$, образующийся в реакции ${}^7\text{Li}(\alpha, \alpha){}^7\text{Li}^*$ при $E_\alpha = 27.2 \text{ МэВ}$, который может распадаться по двум каналам:



Поскольку в рассматриваемой ситуации параметр ε мал ($\varepsilon_n \approx 10^{-5}$, $\varepsilon_\alpha \approx 0.5 \cdot 10^{-5}$), будем использовать параметризацию (10).

Учитывая что для резонанса ${}^7\text{Li}^*(7.45 \text{ МэВ})$ $J^\pi = \frac{5}{2}^- \left(P_{\frac{5}{2}} \right)$ и вводя спиновые пе-

ременные, выражение для вычисления квадрата амплитуды рассеяния запишем в виде

$$\begin{aligned}
 |\Gamma|^2 = & \frac{f(\xi)}{(E_{23} - E_R)^2 + \frac{\Gamma^2(E_{23})}{4}} \times \\
 & \times \sum_{lmmMM} (S_{\mu l m} | JM)(S_{\mu l m} | JM) Y_{lm}(\vec{k}_{23}) Y_{lm}^*(\vec{k}_{23}) |\chi(k_{23})|^2 T_{OJM}(\vec{p}_1) T_{OJM}^*(\vec{p}_1)
 \end{aligned} \quad (15)$$

где $T_{OJM}(\vec{p}_1)$ – амплитуда образования резонанса в состоянии с квантовыми числами JM , $f(\xi) = \frac{2\pi\xi}{e^{2\pi\xi} - 1} \exp\left(2\xi \cdot \arccos \frac{2(E_R - E_{23})}{\Gamma}\right)$.

В (15) функция $f(x)$ зависит только от величины угла между векторами \vec{k}_{23} и \vec{p}_1 , поэтому ее можно разложить в ряд по сферическим гармоникам

$$f(\xi) = \sum_L \frac{2L+1}{2} f_L P_L(\cos \theta_{1,23}) = 2\pi \sum_{L,\lambda} f_L Y_{L\lambda}(\vec{p}_1) Y_{L\lambda}^*(\vec{k}_{23}). \quad (16)$$

Принимая во внимание вышесказанное и учитывая свойства сферических функций, приходим к выводу, что вклад в сечение дают только члены с четным L . Поскольку $f_{2,4} \sim 10^{-6} - 10^{-4} \cdot f_0$, доминирует первый член разложения f_0 , так что выражение для дважды дифференциального сечения может быть приведено к виду

$$\frac{d^2\sigma_i}{dE_\alpha d\Omega_\alpha} = \frac{32\pi^4 n}{p_0} (E_\alpha E_{23})^{\frac{1}{2}} (m_\alpha \mu_{23})^{\frac{3}{2}} \frac{f_0 \cdot |\chi(k_{23})|^2}{(E_{23} - E_R)^2 + \frac{\Gamma^2(E_{23})}{4}} \sum_M |T_{OYM}(\vec{p}_1)|^2. \quad (17)$$

Выражения для вершинной функции и ширины резонанса, зависящей от энергии, выбраны в соответствии с требованиями формальной теории резонансов применительно к нейтральным частицам [6,14], а именно, $\chi(k_{23}) \approx k_{23}^l$, $\Gamma(k_{23}) \approx k_{23}^{2l+1}$. Расчеты выполнены с помощью математического пакета MathCad 11, энергетический интервал интегрирования резонансных кривых был выбран $20 \cdot \Gamma$ (Γ – ширина резонанса), погрешность результатов составила 5%.

Вычисленное отношение вероятности распада резонанса ${}^7\text{Li}^*(7.45 \text{ МэВ})$ по каналу ${}^6\text{Li} + n$ к полному сечению реакции при $E_\alpha = 27.2 \text{ МэВ}$ и углах регистрации $\theta_1 = 44^\circ$, $\varphi_1 = 180^\circ$, $\theta_2 = 38^\circ$, $\varphi_2 = 0^\circ$, выбранных в соответствии с экспериментальными данными работы [7], оказалось равным 0.59 ± 0.03 . Полученное значение существенно отличается от данных бинарных реакций $(\Gamma_n / \Gamma_{tot}; \sigma_n(E_R) / \sigma_{tot}(E_R)) = 0.71$ [16], где σ_n и σ_{tot} – сечение упругого рассеяния и полное сечение взаимодействия нейтронов с ядрами ${}^6\text{Li}$ при резонансной энергии; $S_n / (S_n + S_\alpha) \approx 0.74$, где S_n – площадь под резонансной кривой в канале ${}^6\text{Li} + n$, S_α – в канале $\alpha + t$ бинарной реакции ${}^6\text{Li} + n$) и хорошо согласуется с экспериментальными данными, полученными при исследовании трехчастичных каналов (0.56 ± 0.03 в [15]).

Следует отметить, что соотношение ветвей распада может существенно меняться при различных энергиях налетающей частицы и при изменении углов регистрации продуктов распада. В качестве примера на рис. 1 приведена зависимость отношения сечения, соответствующего распаду ${}^7\text{Li}^*(7.45 \text{ МэВ}) \rightarrow {}^6\text{Li} + n$, к полному сечению реакции от величины угла регистрации α -частицы.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Установленные закономерности неизолированных распадов могут применяться не только для интерпретации экспериментальных данных по реакциям возбуждения и распада резонансных состояний квантовых систем, но и для решения обратной задачи – восстановление параметров двухфрагментного резонанса по дан-

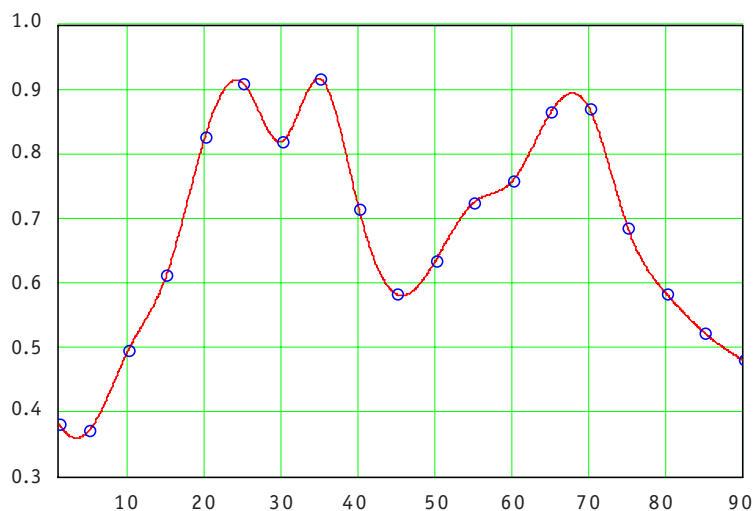


Рис. 1. Зависимость отношения сечения, соответствующего распаду ${}^7\text{Li}^*(7.45\text{МэВ}) \rightarrow {}^6\text{Li} + n$, к полному сечению реакции от величины угла регистрации α -частицы: $\varphi_1 = 180^\circ$, $\theta_2 = 38^\circ$, $\varphi_2 = 0^\circ$, $E_\alpha = 27.2$ МэВ

ным реакции с образованием в конечном состоянии трех и более частиц. Это особенно важно в случае, когда наблюдение резонанса в бинарных столкновениях представляется затруднительным. Кроме того параметризации типа (8), (10) могут быть полезными при планировании новых экспериментов, в том числе по поиску новых резонансов, а также для предсказания новых эффектов в неизолированных распадах нестабильных квантовых систем.

Обнаруженное на примере возбужденного ядра ${}^7\text{Li}^*(7.45\text{ МэВ})$ явление изменения соотношения ветвей распада резонанса под влиянием кулоновского поля сопутствующих продуктов реакции в дальнейшем предполагается изучить в реакциях с образованием околопороговых состояний легких ядер (${}^5\text{He}^*(16.75\text{ МэВ})$, ${}^5\text{Li}(16.6\text{ МэВ})$, ${}^8\text{Be}(22.2\text{ МэВ})$ и др.), в том числе в процессах столкновения тяжелых ионов.

Автор выражает глубокую признательность В.Л. Шаблову и Ю.Н. Павленко за критические замечания и полезные обсуждения.

Литература

1. Широков Ю.М., Юдин Н.П. Ядерная физика. – М.: Наука, 1972 – 642 с.
2. Велухов Е.П. Гибридный термоядерный реактор ТОКАМАК для производства делящегося топлива и электроэнергии//Атомная энергия. – 1978. – Т. 45. – Вып.1. – С. 3.
3. Комаров В.В., Попова А.М., Карманов Ф.И., Шаблов В.Л., Немец О.Ф., Павленко Ю.Н., Пугач В.М. Свойства рассеяния двухфрагментных систем, образующихся в многочастичных ядерных реакциях//Физика элементарных частиц и атомного ядра. – 1992. – Т. 23. – №4. – С. 1035-1087.
4. Тернов И.М., Родионов В.Н., Дорофеев О.Ф. Влияние сильного электромагнитного поля на бета-распад//Физика элементарных частиц и атомного ядра. – 1989. – Т. 20. – Вып. 1. – С. 51-96.
5. Fazio G., Giarina G., Karmanov F.I., Shablov V.L. Properties of the resonance scattering in two-fragment system formed in many-particle nuclear reactions// International Journal of Modern Physics E. – 1996. – Vol. 5. – P. 175-190.
6. Комаров В.В., Попова А.М., Шаблов В.Л. Динамика систем нескольких квантовых частиц. – М.: Издательство МГУ, 1996. – 335 с.
7. Павленко Ю.Н., Шаблов В.Л., Бондаренко О.С., Горпинич О.К., Добриков В.Н., Дорошко Н.Л., Карлышев Ю.Я., Карманов Ф.И., Кива В.А., Коломиец И.Н., Омельчук С.Е., Осташко В.В., Рознюк Ю.С., Руденко Б.А., Тырас И.А. Пространственные распределения и вероятность распада возбужденного состояния ${}^7\text{Li}^*(7.45\text{ МэВ})$ в реакции ${}^7\text{Li}(\alpha, \alpha'{}^6\text{Li})n$ // Ядерная физика та енергетика. – 2007. – № 2(20). – С.65-74.

8. Вильдермут К., Тан Я. Единая теория ядра. – М.: Мир, 1980 – 502 с.
9. Петеркоп Р.К. Теория ионизации атомов электронным ударом. – Рига: Зинатне, 1975 – 140 с.
10. Nordsieck A. Reduction of an integral in the Theory of Bremsstrahlung//Physical review. – 1954. – Vol. 93. – P. 785-787.
11. Кучиев М.Ю., Шейнерман С.А. Резонансные процессы с тремя заряженными частицами в конечном состоянии//ЖЭТФ. – 1986. – Т. 90. – Вып. 5 – С. 1680-1689.
12. Ашуров А.Р., Зубарев Д.А., Мухамеджанов А.М., Ярмухамедов Р. Реакции с тремя заряженными частицами в конечном состоянии, идущие через резонанс//Ядерная физика. – 1991. – Т. 53. – Вып.1. – С. 151-161.
13. Arena N., Burno M., Cannata F., Cavallaro Seb., D'Agostino M., Fazio G., Giardina G., Herman M., Italiano A., Lombardi M. Three-body effects in the ${}^7\text{Li} (d, \alpha n)$ reaction // Physical Review C. – 1989. – Vol. 40. – № 1. – P. 55-58.
14. Ситенко А.Г. Теория ядерных реакций. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 260 с.
15. Nemets O.F., Pavlenko Yu.N., Shablov V.L., Karmanov F.I., Kyva V.O., Dobrikov V.N., Gorpinich O.K., Kolomiets I.N., Rudenko B.A., Karlyshev Yu.Y., Voiter A.P., Mazny I.A., Omelchuk S.E., Roznuk Yu.S. Angular correlations and decay branching ratio for excited state of ${}^7\text{Li}^*$ (7,45 MeV) in reactions ${}^7\text{Li}(\alpha, \alpha){}^7\text{Li}^*$ //Nuclear physics and atomic energy. – 2007. – № 1(19). – С. 36-44.
16. Matsuki S. Disintegrations ${}^7\text{Li}$ and ${}^6\text{Li}$ by 29.4 MeV α -particles//Journal of the Physical Society of Japan. – 1968. – Vol. 24. – P.1203-1223.

Поступила в редакцию 10.11.2008

ABSTRACTS OF THE PAPERS**УДК 621.039.51**

Using ASTEC Code to Model Fission Products and other Elements Releases through Reactor Cooling System during the LWR Severe Accident \A.A. Bryzgalov, A.A. Natalenko, F. De Rosa, S. Tirini, N. Voukelatou; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 12 pages, 3 tables, 5 illustrations. – References, 3 titles.

Verification and validation study of ASTEC code on the PHEBUS FPT1 experiment have been performed. The previous investigations showed the deficiency in ASTEC coupled calculations for the aerosols behavior, while CPA stand-alone calculation results have a good agreement with experimental data. Looking for the reasons of wrong prediction of aerosols behavior in the containment was made. The research of fission products and other materials flow rates and evolution of inventory composition that is reaching the containment had been performed with ASTEC V1.3rev2 code. We obtained a rather good prediction for fission products release. There is underestimation of uranium release, but the dominate weaknesses lied in the model of SIC release. The so-called «silver problem» was determined. Silver is very important element from the point of view the significance this element in iodine

УДК 621.039.58

The Development of the Methods and Estimation of the Staff Reliability Indications Find on the Statistics of the NPP Incidents at Russia \Yu.V. Volkov, D.S. Samokhin, A.V. Sobolev, A.N. Shkarovsky; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 10 pages, 1 table, 5 illustrations. – References, 16 titles.

The paper deals with the techniques for estimation the staff reliability parameters based on the statistical data. Four types of staff errors have been chosen and the techniques to calculate the time-sharing law parameters for the indicated errors are considered. The results of the incident statistics processing for the NPP of the Russia Federation made by two different methods are presented and the analysis on the coincidence of these results is made. The practical results obtained let us affirm that it is Weibull time-sharing law that makes the random time description for the NPP incidents more appropriate and justifiable. The recommendations how to use the drawn conclusions to perform PRA are given.

УДК 621.039.58

Optimal NPP Steam Generator Lifetime Management using Stochastic Kalman Filter \O.M. Gulina, M.N. Pavlova, V.P. Politukov, N.L. Salnikov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 6 pages, 1 table, 2 illustrations. – References, 6 titles.

The problem of individual prediction of SG HET lifetime is decided by means of stochastic linear Kalman filter. There is suggested the approach to develop optimal algorithm for prediction of ageing process evolution taking into account control data, preventive measures, HET location in tube lattice and also operating information and the number of plugged-off tubes. From this its possible to evaluate the optimal content of the next control and necessary measures for lifetime management. That allows to achieve the maximum of HET lifetime and extremely arise time between preventive works.

УДК 621.039.58

Approach to Common Cause Failure Modeling in Probabilistic Safety Assessments for New Designs of NPPs with VVER-1000 Reactors \V.B. Morozov, G.V. Tokmachev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 11 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 5 titles.

The paper discusses problems of modeling and quantification of common cause failures in performing probabilistic safety assessments (PSA) for a new generation of advanced nuclear power plants with VVER-type reactors. The causes of such failures are briefly characterized. The approach to evaluation of defensive measures against common cause failures implemented in the design of new plants is considered. The methodology of common cause failure probability quantification for standard and large redundancy groups of components susceptible to common cause failures as well as for cases

related to reduced sets of common attributes associated with design, location and operation modes of redundant components of safety systems is proposed.

УДК 621.039.5

Automated Breakage Monitoring System of Metal and Binding Steel-Zirconium Fuel Channels RBMK-1000 Nuclear Reactor \A.I. Trofimov, S.I. Minin, M.G. Kalenishin, A.V. Nakhobov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 9 pages, 6 illustrations. – References, 1 title.

Automated breakage monitoring system of metal and binding steel-zirconium fuel channels RBMK-1000 nuclear reactor presented uses ultrasonic cylindrical phased array. Working equation allowing to managing cylindrical phased array, monitoring algorithm, and software structure are presented.

УДК (504.3+504.4):623.8

A Comprehensive Radiological and Environmental Investigation of Territories and Water Areas near Nuclear Submarine Operation Bases and Dismantling Sites \С.М. Vakulovsky, M.V. Propisnova, V.M. Kim, A.I. Nikitin, I.Y. Katrich, V.B. Chumichev, A.A. Volokitin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 6 pages, 5 tables. – References, 8 titles.

The paper presents information on the system of radiation monitoring in Arkhangelsk, Murmansk, Kamchatka regions and Primorye Territory, where the atomic submarine bases and the sites for their utilization are located. Given also are the generalized results of regular observations of the radiation situation (bulk activity of radioactive substances in the atmospheric boundary layer, their fallout on the underlying surface, tritium contents in precipitation, total activity of ^{90}Sr in the seas, the gamma radiation exposure dose) in the regions for 2003–2007 in comparison with the data given for the Russian Federation. Besides, given are the data of a radionuclide analysis of the aquatic environment samples (water, bottom sediments, flora and fauna) taken at the Russian station of coastal monitoring (near the settlement of Teriberka) along with the results of annual observations of radionuclide contents in bottom sediments in the water area close to the FSUE PA «Sevmash» in Severodvinsk.

УДК 621.039.564

Justification of Turbine-Neutron Flow Gages usage in a Vessel-Type Boiling Reactor with Natural Coolant Circulation in the Core \V.P. Sadulin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 8 pages, 3 illustrations. – References, 7 titles.

The paper presents the calculated and experimental justification of an advanced turbine-neutron flow gage to be used to measure coolant flow rate in fuel assemblies of vessel-type boiling reactor VK-50. A distinctive feature of this flow gage is that a turbine rotation frequency signal is read by a neutron detector of the in-pile heat rate control system. The lifetime of the gage is about 8 months of uninterrupted operation. Calculations of a change of its calibration performance were done at a testing facility under nominal conditions, the temperature of reactor water being raised up to 280°C. A design correction factor for the turbine rotation frequency makes up 1.006–1.01 being in inverse proportion to the water flow rate. The experiment shows that the gage performance remains the same during the above-said period of operation in the reactor.

УДК 621.039.51

Modified Internuclear Cascade-Evaporated Model for Calculation of Interactions between Particles and Nucleus in Intermediate and High Energy Ranges with Matter \A.Yu. Stankovskiy, A. Yu. Konobeev, I. S. Kuptsov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 11 pages, 3 illustrations. – References, 33 titles.

The improved intranuclear cascade and evaporation model is discussed. The fast intranuclear cascade stage follows by the de-excitation, which is described using the Hauser-Feshbach statistical model. The model proposed has been validated on radionuclide yields in proton-induced reactions at energies 0.8–1.2 GeV. The results show the advantages of using this approach instead of usual intranuclear cascade and evaporation algorithms.

УДК 621.039.58

Thermohydraulics Simulation for PHEBUS Containment \A.A. Bryzgalov, A.A. Natalenko, F. De Rosa, S. Tirini, N. Voukelatou; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 10 pages, 5 tables, 3 illustrations. – References, 8 titles.

Verification and validation study of ASTEC code on the PHEBUS FPT1 experiment have been performed. The ASTEC coupled and the ASTEC CPA stand-alone containment calculations for the bundle degradation phase of experiment have been made. For the CPA stand-alone calculation the inlet steam and hydrogen flow rates sensitivity analyses has been made within the uncertainty of experimental data. Studying of the dependence between different geometry models of the containment and computational values was carried out. General patterns of the thermohydraulics behavior were found and probable reasons of discrepancies between ASTEC prediction and experimental results were noted.

УДК 621.039.534.63

Simple Formulas for Thermodynamic Properties of Sodium \A.A. Kazantsev, A.S. Kondratyev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 8 pages, 11 tables, 8 illustrations. – References, 5 titles.

As the coolant, sodium is widely used in the fast breeder reactors, but for its calculation with use of code OpenFOAM wider set of formulas, in comparison with published in reference books is required. For codes of computing hydrodynamics (CFD codes), such as OpenFOAM, by an Open Source license code there is possibility to change the source code text according to any applied problem, it was required to find or to obtain simple formulas for calculation thermo physics properties of sodium. Initial data for obtaining interpolation functions are taken from domestic and foreign handbook. The set of the calculated functions describing necessary for calculated codes thermodynamic and thermal physics properties of sodium and its steams, namely: dynamic viscosity, heat conductivity, superficial tension, thermal conductivity, heat of evaporation, pressure on saturation line from temperature, density on saturation line, Prandtl number on a saturation line were received.

УДК 621.039.5

Development of Thermal Hydraulic Code KANAL and Thermal Physics Models for NPP Simulators \A.A. Kazantsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 10 pages. – References, 24 titles.

For supporting of NPP simulators development there was performed the cycle of thermal physics and thermodynamic works, the set of models of main equipment, two phase non equilibrium code KANAL based on 6 equation model. The new flow map pattern was applied in the code and was used Russian correlation for bubble boiling and for condensation into tube, that is different from known code prototype, such us TRAC. For learning the TRAC code correlations there were performed accurate 3D transient calculations of some problems, including horizontal steam generator calculations, there was performed comparison of calculations with the experimental model of top quarter of tube bundle of horizontal steam generator.

УДК 621.039.548

Non-Stationary Hydrodynamic Loadings and Fuel Rods Beam Vibrations in Fuel Assembly WWER-440 \V.V. Perevezentsev, V.I. Solonin, F.D. Sorokin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 9 pages, 5 illustrations. – References, 3 titles.

Are received by on a full-scale test model experimental data on flow-induced vibrations of a fuel rods beam in fuel assembly WWER-440. Essential influence of hydrodynamics of a stream before a basic lattice (on an input in a fuel rods beam) on intensity of vibrations is shown. On measurements of pulsations of pressure in a backlash between an internal surface a cover and an external series fuel rods the non-stationary hydrodynamic forces influencing a fuel rods beam and causing it of vibration are defined. The mechanical model of a fuel rods beam on the basis of its description as beams with low

shift rigidity (Timoshenko S.P.'s beam) is developed. On the basis of the calculations spent within the limits of this model with use of experimentally received non-stationary hydrodynamic loadings possibility of excitation of intensive vibrations in area of a fuel rods beam close to the bottom basic lattice is shown. Experimental data on vibrations displacements of a fuel rods beam will well be coordinated with settlement values that confirms justice offered.

УДК 621.039.548

Effective Heat Conductivity of Rod and Tube Bundles with Random Deviation from Regular Lattice \ V. Fedotovskiy, A. Orlov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 8 pages, 12 illustrations. – References, 8 titles.

Effective heat conductivity of rod and tube bundles is one of thermophysical properties necessary for calculation of thermo hydraulic characteristics of heat producing devices, heat exchange devices and steam generators. This report introduces results of mathematical modeling of effective heat conductivity of transversally anisotropic rod bundles in solid conductive medium formed by cylindrical rods in rectangular and triangular grids compressed or stretched in heat flow direction. Similar numerical modeling was performed for anisotropic bundles of elliptic cylinders and also for disperse-armed materials with spherical and ellipsoidal inclusions. On the basis of quite precise numerical solutions of stationary heat conductivity problems in representative cells by finite elements method dependencies for components of effective heat conductivity tensor in principal axes were received and comparison with formulas received analytically for heterogeneous mediums of various structure was performed. Effective heat conductivity of rod bundles with random deviation from regular grid was also considered. Deviation values were set as deviation matrix that was randomly generated by the normal distribution software randomizer. As a result of comparison limits of application of various analytic formulas and methods of their specification were determined.

УДК 621.039.56

Optimization of a Network Diagrams for Replacement of Steam- and Gas Generators of NPP with VVER-1000 using the Method of Nonlinear Mathematical Programming \ N.I. Yevzhik, A.N. Sesekin, O.L. Tashlykov, S.Ye. Sheklein, A.A. Kadnikov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 7 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 5 titles.

Ways of time reduction of replacement of steam and gas generators nuclear energy station with VVER-1000 are shown. Necessity of time minimization of the power unit is proved. Development of algorithm and the program settlement a critical way and optimization of the network diagram on replacement of four steam and gas generators is described. The example of time replacement optimization generators is given.

УДК 621.039.548

A Method to estimate efficiency of a nuclear power unit capacity maneuver algorithm for the case of WWER reactors \ M.V. Maksimov, S.N. Pelykh, O.V. Maslov, V.E. Baskakov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 12 pages, 5 tables, 4 illustrations. – References, 7 titles.

A nuclear power unit capacity maneuver algorithm efficiency estimation technique for a WWER reactor working in the mode of variable loadings is offered. It is shown, that fuel rod cladding material operation time under multiple cyclic nuclear reactor power changes can be estimated by calculation of the accumulated energy of irreversible cladding material creep deformations.

УДК 621.039

About an Optimal SPTE Number Search Model \ A.P. Unshchikov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 6 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 6 titles.

This paper considers the mathematical optimization model of an SPTE number search at a storage facility of some NPP subsystem. This model can help to calculate a number of SPTE to be bought with

account of a failure rate, a repair rate, a cost of SPTE and their repair. Also the model helps to compute probability of system unavailability. Calculation for three CPS elements of Bilibino NPP was made.

УДК 621.039.556

Neutron Beam Optimization for Tumor Therapy with Importance Functions use | V.N. Kononov, A.V. Korobeynikov, V.V. Korobeynikov, O.E. Kononov, N.F. Soloviev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 11 pages, 8 illustrations. – References, 8 titles.

Calculation study has been carried out to analyze the optimal structure of neutron source for cancer tumor treating. The special approach based on so called importance functions was developed. Optimum energy distribution of a neutron beam for patient radiation depends on a malignant tumor disposition in a patient body. It is necessary to define such a neutron specter which produces the maximal harm for malignant tumor tissue and the minimal for the healthy tissue with dependence of the tumor size and depth disposition. The special approach based on so called importance functions was developed.

УДК 621.039.5

Detection of Fissile Materials in Installations with Pulsed Neutron Sources and Digital Signal Processing | V.L. Romodanov, I.V. Mukhamadyarov, A.G. Belevitin, V.V. Afanasiev, V.K. Sakharov, D.N. Chernikova; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 8 pages, 4 illustrations. – References, 7 titles.

Implementation of customs installations for the detection of fissile materials (FM) in baggage is related to one of the basic problems of their revealing, that is when FM are deliberately shielded. In devices with pulsed neutron sources, it is practically impossible to conceal FM with a lead shield; however, in such devices, thermal neutrons are used, and therefore FM can be concealed with shields having large thermal neutron absorption cross-section, for example, those of cadmium. The grounds for the feasibility of a customs FM control installation are given by the results of the experiments under ISTC Project No.596 on detection of ^{235}U in a model with graphite neutron moderator and digital discrimination of neutrons and photons in a PSD scintillator. The model represented a graphite parallelepiped of $1300 \times 1300 \times 1200 \text{ mm}^3$ in size with an inner chamber of $500 \times 500 \times 1200 \text{ mm}^3$. A FM sample being inspected and a scintillation measuring system with a stilbene crystal were placed inside the chamber. A complex of four experiments was carried out, considering the following cases: uranium present in the model, uranium surrounded with a cadmium shield, the cadmium shield without uranium, and absence of all indicated materials. The analysis of the experimental results has shown the detectability of uranium concealed with a cadmium shield owing to the fission of ^{235}U on neutrons with energies above the resonance in the cadmium absorption cross-section. These neutrons are present in the graphite model at ~ 150 microseconds after a pulse of fast neutrons from the source. It has been shown that in case of appropriate choice of the energy threshold of FM response detection, it is possible to obtain practically zero photon background, which determines high sensitivity of the installation. Under these conditions, the discrimination of neutrons and photons in the time dependences is possible under loads on the scintillation channel up to $5 \cdot 10^5$ particles per second. Analysis of the results of the experiment shows that 5-7 s suffice to detect ~ 10 grams of ^{235}U in a cadmium shield, at a yield of a DD neutron source equal to $\sim (10^7 - 5 \cdot 10^7)$.

УДК 539.1: 621.039

The Branching Ratio Change in the Reaction ${}^7\text{Li}(\alpha, \alpha){}^7\text{Li}^$ with the Formation of the Near-Threshold ${}^7\text{Li}^*(7.45 \text{ MeV})$ Resonance under the Influence of the Coulomb Field of the Accompanying Particle* | I.A. Tyras; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2008. – 8 pages, 1 illustration. – References, 17 titles.

The influence of the Coulomb field of the accompanying particle on the branching ratio is studied for the case of the near-threshold resonance ${}^7\text{Li}^*(7.45 \text{ MeV})$ forming in the reaction ${}^7\text{Li}(\alpha, \alpha){}^7\text{Li}^*$ at $E_{\alpha} = 27.2 \text{ MeV}$.

НАШИ АВТОРЫ

Афанасьев В.В. – к.т.н., сотрудник лаборатории «Нейтронный генератор» Московского инженерно-физического института (государственного университета) (МИФИ).

Тел. (495) 323-9243, факс (495) 323-9234, e-mail: VL.Romodanov@MEPHI.RU.

Баскаков В.Е. – аспирант Одесского национального политехнического университета, начальник смены блока Запорожской АЭС.

Белевитин А.Г. – к.т.н., сотрудник лаборатории «Нейтронный генератор» МИФИ.

Вакуловский С.М. – д.т.н., заместитель директора Института проблем мониторинга окружающей среды Государственного учреждения «Научно-производственного объединения «Тайфун» (НПО «Тайфун»). Окончил МАИ. Область научных интересов – радиозоология.

Волокитин А.А. – заведующий сектором НПО «Тайфун». Окончил Обнинский филиал МИФИ. Область научных интересов – радиозоология.

Гулина О.М. – к.т.н., доцент кафедры «Автоматизированные системы» (АСУ) Обнинского государственного технического университета атомной энергетики (ИАТЭ).

Евжик Н.И. – студентка Уральского государственного технического университета – УПИ, г. Екатеринбург.

Кадников А.А. – заместитель генерального директора ПО «Атомэнергоремонт».

Казанцев А.А. – к.т.н., доцент, заведующий лабораторией ООО ЭНИМЦ «Моделирующие системы».

Катрич И.Ю. – к.ф.-м.н., с.н.с. НПО «Тайфун». Окончил Обнинский филиал МИФИ. Область научных интересов – радиозоология.

Ким В.М. – к.ф.-м.н., заведующая лабораторией НПО «Тайфун». Окончила Ленинградский государственный университет. Область научных интересов – радиозоология.

Кондратьев А.С. – аспирант Государственного научного центра Российской Федерации Физико-энергетического института им. А.И. Лейпунского (ГНЦ РФ-ФЭИ).

Конобеев А.Ю. – д.ф.-м.н., с.н.с. ИАТЭ.

Кононов В.Н. – д.ф.-м.н., профессор, главный научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

Кононов О.Е. – научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

Коробейников А.В. – аспирант ГНЦ РФ-ФЭИ.

Коробейников В.В. – д.ф.-м.н., профессор, главный научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

Купцов И.С. – аспирант, ведущий инженер кафедры общей и специальной физики ИАТЭ. E-mail: Kuptsov_ilia@list.ru

Максимов М.В. д.т.н., профессор, научный руководитель НИЛ «Атомспецавтоматика» Одес-

ского национального политехнического университета.

Маслов О.В. – к.т.н., доцент, заведующий НИЛ «Атомспецавтоматика» Одесского национального политехнического университета.

Морозов В.Б. – к.т.н., главный инженер бюро комплексного проектирования ОАО «Атомэнергопроект» (Москва).

E-mail: morozov@aep.ru.

Мухамадьяров И.В. – аспирант, сотрудник лаборатории «Нейтронный генератор» МИФИ.

Никитин А.И. – к.ф.-м.н., заведующий лабораторией НПО «Тайфун». Окончил Обнинский филиал МИФИ. Область научных интересов – радиозоология.

Орлов А.И. – инженер ГНЦ РФ-ФЭИ.

Павлова М.Н. – аспирантка кафедры АСУ ИАТЭ.

Пельх С.Н. – к.т.н., с.н.с. НИЛ «Атомспецавтоматика» Одесского национального политехнического университета.

Перевезенцев В.В. – к.т.н., с.н.с., доцент кафедры «Ядерные реакторы и установки» МГТУ им. Н.Э. Баумана. Раб. тел. 8(499)263-60-73. E-mail: vpereves@power.bmstu.ru

Политюков В.П. – к.ф.-м.н., доцент кафедры высшей математики ИАТЭ.

Прописнова М.В. – заместитель заведующего лабораторией НПО «Тайфун». Окончила ИАТЭ. Область научных интересов – радиозоология.

Ромоданов В.Л. – д.ф.-м.н., профессор, научный руководитель лаборатории «Нейтронный генератор» МИФИ.

Садулин В.П. – начальник отдела ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР» (г. Димитровград). Область научных интересов – внутриреакторный контроль активной зоны. E-mail: svp@niiar.ru.

Сальников Н.Л. – д.т.н., профессор кафедры «Информационные системы» ИАТЭ.

Сахаров В.К. – к.т.н., сотрудник лаборатории «Нейтронный генератор» МИФИ.

Сесекин А.Н. – д.ф.-м.н., профессор, заведующий кафедрой прикладной математики Уральского государственного технического университета – УПИ. г. Екатеринбург.

Соловьёв Н.А. – с.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ.

Солонин В.И. – д.т.н., профессор, заведующий кафедрой «Ядерные реакторы и установки» МГТУ им. Н.Э. Баумана. Раб. тел. 8(499)263-62-07.

Сорокин Ф.Д. – д.т.н, профессор кафедры «Прикладная механика» МГТУ им. Н.Э. Баумана. Раб. тел. 8(499)263-69-88.

Станковский А.Ю. – к.ф.-м.н., доцент кафедры ОиСФ ИАТЭ.

Ташлыков О.Л. – к.т.н., доцент кафедры «Атомная энергетика». Закончил Томский политехни-

ческий институт в 1978 г. Область научных интересов – оптимизация ремонтных работ на АЭС, снижение облучаемости ремонтного персонала. E-mail: oleg_lt@rambler.ru

Токмачев Г.В. – к.т.н., начальник отдела вероятностного анализа безопасности ОАО «Атомэнергопроект» (Москва).

E-mail: tokmach@orc.ru.

www.tokmachev.narod.ru/gennady.html.

Тырас И.А. – аспирантка ИАТЭ.

E-mail: irinatyr@rambler.ru, тел. (84839)3-94-05.

Уншиков А.П. – аспирант кафедры АСУ ИАТЭ.

E-mail: unshchikov@yandex.ru.

Федотовский В.С. – д.т.н., с.н.с, заведующий лабораторией ГНЦ РФ-ФЭИ.

E-mail: fedotovskiy@ippe.obninsk.ru

Черникова Д.Н. – аспирантка, сотрудница лаборатории «Нейтронный генератор» МИФИ.

Чумичев В.Б. – с.н.с. НПО «Тайфун». Окончил Обнинский филиал МИФИ. Область научных интересов – радиоэкология.

Щеклеин С.Е. – д.т.н., профессор Уральского государственного технического университета – УПИ, заведующий кафедрой «Атомная энергетика». E-mail: aes@mail.ustu.ru

OUR AUTHORS

Afanasyev V.V. – Cand. Sci. (Engineering), employee of laboratory «Neutron generator» of the Moscow Engineering Physics Institute (State University) (MEPHI). Contacts: Tel.: (495) 323-9243, fax: (495) 323-9234,

e-mail: VLRomodanov@MEPHI.RU

Baskakov V.E. – post-graduate student of Odessa National Polytechnical University, nuclear power unit shift supervisor, Zaporizhska NPP.

Belevitin A.G. – Cand. Sci. (Engineering), employee of laboratory «Neutron generator» of the MEPhI.

Chernikova D.N. – post-graduate student, employee of laboratory «Neutron generator» of the MEPhI.

Chumichev V.B. – senior researcher of the Institute of Problem of Environmental Monitoring of State Institution: Science and Production Association «Typhoon» (SPA «Typhoon»), graduated from the Obninsk branch of the Moscow Engineering Physics Institute. Scientific interests – radio-ecology.

Fedotovskiy V.S. – Dr. Sci. (Engineering), senior researcher, head of laboratory of the of the State Scientific Center of the Russian Federation – The Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leipunsky (SSC RF-IPPE).

E-mail: fedotovskiy@ippe.obninsk.ru

Gulina O.M. – Cand. Sci.(Engineering), Associate Professor of the Automated Control System Department of the Obninsk State Technical University for Nuclear Power Engineering (INPE).

Kadnikov A.A. – Deputy General Director of the «Atomenergoremont».

Katrich I.Y. – Cand. Sci.(Phys.-Math.), senior researcher of the SPA «Typhoon», graduated from the Obninsk branch of the Moscow Engineering Physics Institute. Scientific interests – radio-ecology.

Kazantsev A.A. – Cand. Sci.(Engineering), Associated Professor, head of laboratory of the Simulation System Ltd. (Obninsk).

Kim V.M. – Cand. Sci.(Phys.-Math.), Head of Laboratory of the SPA «Typhoon», graduated from the Leningrad State University. Scientific interests – radio-ecology.

Kondratyev A.S. – post-graduate student of the State Scientific Centre of Russian Federation

Konobeev A.Yu. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), senior researcher of the INPE.

Kononov O.E. – researcher SSC RF-IPPE.

Kononov V.N. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, principal researcher of the SSC RF-IPPE.

Korobeynikov A.V. – post-graduated student of the SSC RF-IPPE.

Korobeynikov V.V. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, principal researcher of the SSC RF-IPPE.

Kuptsov I.S. – post-graduated student, leading engineer of the General&Special Physics Department of the INPE.

Maksimov M.V. Dr. Sci. (Engineering), professor, scientific director of «Atomspetsavtomatika» R&D Lab., Odessa National Polytechnical University.

Maslov O.V. – Cand. Sci. (Engineering), senior lecturer, Head of «Atomspetsavtomatika» R&D Lab., Odessa National Polytechnical University.

Morozov V.B. – Cand. Sci.(Engineering), chief engineer of division of the JSC Atomenergoproekt (Moscow). E-mail: morozov@aep.ru.

Mukhamadyarov I.V. – post-graduate student, employee of laboratory «Neutron generator» of the MEPhI.

Nikitin A.I. – Cand. Sci.(Phys.-Math.), Head of Laboratory of the SPA «Typhoon», graduated from the Obninsk branch of the Moscow Engineering Physics Institute. Scientific interests – radio-ecology.

Orlov A.I. – engineer of the SSC RF-IPPE.

Pavlova M.N. – post-graduated student of the of the Automated Control System Department of the INPE.

Pelykh S.N. – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher of «Atomspetsavtomatika» R&D Lab., Odessa National Polytechnical University.

Perevezentsev V.V. – Cand. Sci.(Engineering), senior researcher, Associated Professor of the Department «Nuclear reactors and installations» of the Moscow State Technical University named after N.E. Bauman. Office phone 8(499)263-60-73.

Politukov V.P. – Cand. Sci.(Phys.-Math.), Associate Professor of the Higher Mathematics Department of the INPE.

Propisnova M.V. – deputy head of laboratory of the SPA «Typhoon», graduated from the INPE. Scientific interests – radio-ecology.

Romodanov V.L. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, supervisor of studies of laboratory «Neutron generator» of the MEFhI.

Sadulin V.P. – Head of Department, FSUE SSC RF RIAR (Dimitrovgrad). Scientific interests – in-pile core control. E-mail: svp@niiar.ru.

Sakharov V.K. – Cand. Sci. (Engineering), employee of laboratory «Neutron generator» of the MEFhI.

Salnikov N.L. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the Information Systems Department of the INPE.

Sesekin A.N. – Dr. Sci.(Phys.-Math.), Professor, head of department of applied mathematics of the Ural state technical university – UPI. Ekaterinburg.

Sheklein S.Ye. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the Ural State Technical University – Ural Polytechnical Institute, head of the «Nuclear Industry» department. E-mail: aes@mail.ustu.ru

Solonin V.I. – Dr. Sci.(Engineering), Professor, head of the Department «Nuclear reactors and installations» of the Moscow State Technical University named after N.E. Bauman. Office phone 8(499)263-62-07.

Soloviev N.A. – senior researcher of the SSC RF-IPPE.

Sorokin F.D. – Dr. Sci.(Engineering), Professor of the «Applied Mechanics» Department of the Moscow State Technical University named after N.E. Bauman. Office phone 8(499)263-69-88.

Stankovskiy A.Yu. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Associate Professor of the General&Special Physics Department of the INPE.

Tashlykov O.L. – Cand. Sci. (Engineering), Associate Professor of the department «Nuclear Industry». Graduated from the Tomsk Polytechnical Institute in 1978. Scientific interests – maintenance NPP optimization, personnel irradiation decrease. E-mail: oleg_lt@rambler.ru

Tokmachev G.V. – Cand. Sci.(Engineering), head of the probabilistic safety assessment department of the JSC Atomenergoproekt (Moscow). E-mail: tokmach@orc.ru. Internet page – www.tokmachev.narod.ru/gennady.html

Tyras I.A. – post-graduated student of the INPE. E-mail: irinatyr@rambler.ru, tel. (84839)3-94-05.

Unshchikov A.P. – postgraduate student of the INPE. E-mail: unshchikov@yandex.ru.

Vakulovsky S.M. – Dr. Sci. (Engineering), deputy director of the SPA «Typhoon», graduated from the Moscow Aviation Institute. Scientific interests – radio-ecology.

Volokitin A.A. – head of branch of the SPA «Typhoon», graduated from the Obninsk branch of the Moscow Engineering Physics Institute. Scientific interests – radio-ecology.

Yevzhik N.I. student of the Ural state technical university – UPI. Ekaterinburg.

ПЕРЕЧЕНЬ СТАТЕЙ, ОПУБЛИКОВАННЫХ В ЖУРНАЛЕ В 2008 г.

I. ТЕМАТИЧЕСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

О.Д. Казачковский
Проблемы совершенствования реакторов на быстрых нейтронах 2

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

В.И. Бараненко, О.М. Гулина, Д.А. Докукин
Методологическая основа прогнозирования эрозионно-коррозионного износа
оборудования АС методом нейросетевого моделирования 1

Ю.В. Волков, Д.С. Самохин
Обеспечение консервативности оценок показателей надежности объектов ядерных
технологий при малой статистике по отказам 1

А.И. Трофимов, А.В. Нахабов, М.Г. Каленишин, С.И. Минин
Автоматизированная комплексная система контроля состояния технологических
каналов реактора РБМК-1000 1

А.В. Антонов, А.А. Поляков, А.Н. Родионов
Учет эффекта старения при анализе надежности и безопасности энергоблоков АС 2

А.М. Бахметьев, И.А. Былов, А.В. Думов, А.С. Смирнов
Совершенствование программного обеспечения для проведения вероятностного
анализа безопасности ядерных установок 2

*С.А. Морозов, С.Н. Ковтун, П.А. Дворников, А.А. Бударин, А.А. Кудряев, Ф.В. Кондратович,
В.П. Полионов, А.Г. Портяной, Н.П. Коноплев*
Разработка системы влажностного контроля течи водяного теплоносителя (СКТВ) 2

А.И. Трофимов, С.И. Минин, В.Н. Дементьев, А.И. Романцов
Автоматизированное ультразвуковое устройство снятия остаточных напряжений
в сварных соединениях АЭС 2

Р.Р. Алыев, С.Т. Лескин
Метод анализа работоспособности измерительной системы и программного
обеспечения внутриреакторного контроля ВВЭР-1000 3

Ю.В. Волков, А.В. Соболев А.В.
Анализ состояния современных методов оценки надежности персонала в ядерных
технологиях 3

А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.Г. Каленишин, А.В. Нахабов
Автоматизированная система контроля геометрических параметров графитовых ячеек
реакторов ЭГП-6 3

А.А. Брызгалов, А.А. Наталенко, Ф. Де Роза, С. Тирини, Н. Вукелату
Использование программного комплекса ASTEC для моделирования поведения продуктов
деления и других элементов, поступающих в систему охлаждения легководного
реактора при тяжелой аварии 4

Ю.В. Волков, Д.С. Самохин, А.В. Соболев, А.Н. Шкаровский
Разработка методов и оценка показателей надежности персонала по статистике
инцидентов на АЭС РФ 4

О.М. Гулина, М.Н. Павлова, В.П. Политюков, Н.Л. Сальников
Оптимальное управление ресурсом парогенератора АЭС 4

В.Б. Морозов, Г.В. Токмачев
Подход к моделированию отказов по общей причине в вероятностном анализе

безопасности проектов новых АЭС с ВВЭР-1000	4
<i>А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.Г. Каленишин, А.В. Нахабов</i>	
Автоматизированная система контроля целостности металла и переходников сталь-цирконий технологических каналов ядерных реакторов РБМК-1000	4

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

<i>Н.Н. Павлова, В.П. Романцов, Е.И. Сарapultьцева</i>	
Анализ функций распределения показателей биологической активности почв в техногенно загрязненных районах	1
<i>М.В. Прописнова, В.М. Ким</i>	
Корректировка данных о содержании радионуклидов в приземном слое атмосферы по измерениям содержания естественных радионуклидов	2
<i>А.С. Шилина, В.К. Милинчук</i>	
Сорбционные свойства нового типа алюмосиликатного адсорбента	3
<i>С.М. Вакуловский, М.В. Прописнова, В.М. Ким, А.И. Никитин, И.Ю. Катрич, В.Б. Чумичев, А.А. Волокитин</i>	
Комплексное радиоэкологическое обследование территорий и прилегающих акваторий вблизи пунктов базирования и утилизации атомных подводных лодок	4

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

<i>А.А. Безбородов, Н.В. Гусев, И.Р. Суслов, В.И. Фоломеев</i>	
Природный ядерный реактор в недрах Земли	1
<i>Ю.А. Казанский, В.А. Левченко, Ю.С. Юрьев, В.А. Баршевцев, В.А. Белугин, С.Л. Дорохович, А.А. Казанцев, А.В. Левченко, Ю.Д. Левченко, Д.М. Титов</i>	
Некоторые нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики усовершенствованной конструкции реактора «МАСТЕР»	1
<i>Е.Г. Куликов, А.Н. Шмелев, Г.Г. Куликов</i>	
Легководный реактор со сверхкритическими параметрами теплоносителя и (Th-U) ₂ топливом: уменьшение температурного эффекта реактивности по теплоносителю	1
<i>А.В. Егоров, С.Н. Филимонов, В.В. Артисюк, А.Н. Шмелев</i>	
Верификация программного комплекса SCALE: Вопросы ядерной безопасности	2
<i>В.В. Калыгин, И.В. Киселева, А.П. Малков, В.Н. Шулимов</i>	
Формирование нейтронно-физических условий для проведения в реакторе «МИР» испытаний твэлов ВВЭР в режимах аварий с потерей теплоносителя	2
<i>А.В. Бурукин, А.Ф. Грачев, В.В. Калыгин, В.А. Овчинников, В.П. Смирнов</i>	
Испытания в реакторе «МИР» твэлов ВВЭР в режимах со скачкообразным увеличением мощности	2
<i>В.А. Литицкий, Б.В. Кутин, В.С. Паршутин</i>	
Комплекс программно-технических средств для измерения нейтронно-физических характеристик в период пуска и освоения мощности энергоблока № 3 Калининской АЭС	2
<i>И.Р. Суслов</i>	
Система вычислительных бенчмарков для нейтронно-физических расчетов ВВЭР	2
<i>В.В. Калыгин, А.П. Малков, В.В. Пименов, А.Б. Овчинников</i>	
Учет накопления ядер лития-6 и гелия-3 в бериллиевых блоках при определении нейтронно-физических характеристик реактора «МИР»	3
<i>А.М. Кузьмин, Н.А. Педан, Д.Н. Скороходов</i>	
Методы теории возмущений в задачах расчета эффектов реактивности	3
<i>Ю.А. Кураченко, Ю.А. Казанский, Е.С. Матусевич</i>	
Подкритические системы для нейтрон-захватной терапии	3
<i>Ю.А. Кураченко, Е.С. Матусевич, Ю.А. Прохоров, Г.Н. Фокин, П.А. Якубов</i>	
Расчетно-экспериментальное определение активности никелевых фольг в	

экспериментальном зале импульсного реактора БАРС-6	3
<i>Мин Мин Со, В.И. Наумов</i>	
Нейтронно-физический анализ перспективных топливных циклов реакторов типа CANDU с позиций эффективности использования природных ресурсов и показателей безопасности	3
<i>С.А. Морозов, Д.М. Швецов, П.С. Шутов, С.С. Шутов</i>	
Определение среднего заряда в ионизационной камере	3
<i>В.П. Садулин</i>	
Обоснование применения турбинно-нейтронных расходомеров в корпусном кипящем реакторе с естественной циркуляцией теплоносителя в активной зоне	4
<i>А.Ю. Станковский, А.Ю. Конобеев, И.С. Купцов</i>	
Программа CASCADEX для расчета взаимодействий частиц и ядер промежуточных и высоких энергий с веществом	4

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

<i>И.В. Шаманин, П.М. Гаврилов, С.В. Беденко, В.В. Мартынов</i>	
Нейтронная активность облученного МОХ- топлива при различных глубинах выгорания	1
<i>И.В. Шаманин, П.М. Гаврилов, С.В. Беденко, В.В. Мартынов</i>	
Нейтронная активность отработавшего ядерного топлива при повышенных глубинах выгорания	1

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

<i>А.В. Безносков, Т.А. Бокова, С.Ю. Савинов, П.А. Боков, М.Д. Зефиоров</i>	
Экспериментальные исследования характеристик прямоконтактных парогенераторов с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями	1
<i>А.П. Воробьев, В.И. Кривенцев, Qian Lin, Хиэви Сао</i>	
Моделирование фрагментации в жидких средах методом сглаженных частиц (Smoothed Particle Hydrodynamics)	1
<i>С.Г. Калякин, Ю.П. Джусов, Ю.Ю. Штейн, Ю.В. Климанова</i>	
Особенности естественной конвекции в контурах сложной формы	1
<i>Б.В. Кебадзе, В.А. Шурупов</i>	
Выбор частотного диапазона термодинамического расходомера	1
<i>А.А. Лукьянов, В.Б. Смыков, Ю.С. Юрьев</i>	
Снижение мощности парогенератора аэс с ввэр вследствие отложений на трубах	1
<i>А.В. Безносков, О.О. Новожилова, С.Ю. Савинов</i>	
Экспериментальные исследования процессов теплообмена и профилей температур потока тяжелого жидкометаллического теплоносителя	3
<i>И.А. Чусов, В.А. Саркисов, Ю.С. Юрьев, Д.В. Зайцев</i>	
Численное моделирование распределения скорости и давления воды в проточной части модели реактора	3
<i>И.А. Чусов, В.А. Саркисов А.П. Лубенский, Ю.С. Юрьев, Д.В. Зайцев</i>	
Численный анализ влияния малых геометрических искажений проточной части гидромодели на распределения расходов в рабочих каналах корпусного реактора	3
<i>А.А. Брызгалов, А.А. Наталенко, Ф.Де Роза, С. Тирини, Н. Вукелату</i>	
Моделирование теплогидравлических процессов в защитной оболочке экспериментального реактора PNEBUS	4
<i>А.А. Казанцев, А.С. Кондратьев</i>	
Простые формулы для определения термодинамических свойств натрия	4
<i>А.А. Казанцев</i>	
Разработка теплогидравлического кода КАНАЛ и теплофизических моделей для тренажеров АС	4
<i>В.В. Перевезенцев, В.И. Солонин, Ф.Д. Сорокин</i>	

Нестационарные гидродинамические нагрузки и вибрации пучка твэлов в ТВС ВВЭР-440 ... 4
В.С. Федотовский, А.И. Орлов

Эффективная теплопроводность пучков стержней и труб при их случайных отклонениях
 от правильной решетки 4

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

А.М. Загребаев, Н.В. Овсянникова, А.Э. Речкиман

Оптимизационные задачи извлечения негерметичных тепловыделяющих сборок в РБМК 2
Н.И. Евжик, А.Н. Сесекин, О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин, А.А. Кадников

Оптимизация сетевых графиков замены парогенераторов АЭС с ВВЭР-1000 с
 использованием аппарата нелинейного математического программирования 4

М.В. Максимов, С.Н. Пельх, О.В. Маслов, В.Е. Баскаков

Метод оценки эффективности алгоритма маневра мощностью энергоблока с реактором
 типа ВВЭР 4

А.П. Унщиков

Об одной модели поиска оптимального числа ЗИП 4

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

В.И. Белозеров, В.В. Сергеев, А.А. Казанцев, А.Н. Поздняков, М.Ю. Канышев

Нейтронно-физическая и теплогидравлическая модель ВВЭР-1000 для обучения
 персонала 2

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин, Е.Г. Емец, А.А. Цыганов, С.Г. Котляревский, А.О. Павлюк

Аналитическая схема дефектообразования в кристаллической решетке графита
 при реакторном облучении 1

Е.А. Кинёв

Внутритвэльная коррозия оболочек из нержавеющей стали в условиях реакторного
 облучения 2

С.М. Образцов, Г.А. Биржевой, Ю.В. Конобеев, В.И. Рачков, В.А. Соловьев

Нейросетевые эксперименты по взаимовлиянию легирующих элементов на механические
 свойства ферритно-мартенситных сталей с 12-процентным содержанием хрома 3

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Л.А. Андросенко, К.М. Колганов

Прямой учет неопределенности исходных данных в расчетах методом Монте-Карло 3

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

Ю.А. Кураченко

Оптимизация блока вывода реакторного пучка для лучевой терапии 1

Ю.А. Кураченко, Ю.А. Казанский, Е.С. Матусевич

Критерии качества нейтронных пучков для лучевой терапии 1

В.Н. Кононов, А.В. Коробейников, В.В. Коробейников, О.Е. Кононов, Н.А. Соловьев

Использование функций влияния при оптимизации пучков нейтронов для целей
 нейтронной терапии 4

В.Л. Ромоданов, И.В. Мухамадьяров, А.Г. Белевитин, В.В. Афанасьев, В.К. Сахаров,

Д.Н. Черникова

Обнаружение делящихся материалов в багаже пассажиров аэропортов в установках с
 импульсными нейтронными источниками и цифровой обработкой данных 4

И.А. Тьрас

Изменение соотношения ветвей распада окологорогового резонанса ${}^7\text{Li}^*(7.45 \text{ МэВ})$ под
 влиянием кулоновского поля сопутствующей α -частицы в реакции ${}^7\text{Li}(\alpha, \alpha){}^7\text{Li}^*$ 4

CONTENTS of ISSUES of «YADERNAYA ENERGETICA» in 2008

CYRRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>O.D. Kazachkovsky</i>	
The problems of an Improvement of Fast Neutrons Reactors	2

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

<i>V.I. Baranenko, O.M. Gulina, D.A. Dokukin</i>	
Methodology of Erosion-Corrosion Wear Prediction by Neuron Net Modeling	1
<i>Y.V. Volkov, D.S. Samohin</i>	
The Conservatism Estimations Providing of Reliability of Nuclear Technologies Objects Including Low Statistics of Failures	1
<i>A.I. Trofimov, A.V. Nahabov, M.G. Kalenishin, S.I. Minin</i>	
Automatic Complex Control System of Condition of Technological Channels of the RBMK-1000 Reactor	1
<i>A.V. Antonov, A.A. Polyakov, A.N. Rodionov</i>	
Consideration of Aging Effect in Reliability and Safety Analysis of NPP Equipment Functioning	2
<i>A.M. Bakhmetiev, I.A. Bylov, A.V. Dumov, A.S. Smirnov</i>	
Impovement of Software for Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Installations	2
<i>S.A. Morozov, S.N. Kovtun, P.A. Dvornikov, A.A. Budarin, A.A. Kudryaev, F.V. Kondratovich, V.P. Polionov, A.G. Portyanoy, N.P. Konoplev</i>	
Design of the Humidity Leak Monitoring System (HLMS) of Water Coolant	2
<i>A.I. Trofimov, S.I. Minin, M.G. Kalenishin, A.I. Romantsov</i>	
The Automated Ultrasonic Device of Removal of Residual Pressure in Welded Connections of the Atomic Power Station	2
<i>R.R. Alyev, S.T. Leskin</i>	
Method for Analysis of Serviceability of the Measuring System and Software for VVER-1000 In-Core Monitoring	3
<i>Yu.V. Volkov, A.V. Sobolev</i>	
Analysis of Recent Human Reliability Analysis Methods at Nuclear Technologies	3
<i>A.I. Trofimov, S.I. Minin, M.G. Kalenishin, A.V. Nahabov</i>	
Automated Geometric Characteristic Inspection System of Graphite EGP-6 Rreactor	3
<i>A.A. Bryzgalov, A.A. Natalenko, F. De Rosa, S. Tirini, N. Voukelatou</i>	
Using ASTEC Code to Model Fission Products and other Elements Releases through Reactor Cooling System during the LWR Severe Accident	4
<i>Yu.V. Volkov, D.S. Samokchin, A.V. Sobolev, A.N. Shkarovsky</i>	
The Development of the Methods and Estimation of the Staff Reliability Indications Find on the Statistics of the NPP Incidents at Russia	4
<i>O.M. Gulina, M.N. Pavlova, V.P. Politukov, N.L. Salnikov</i>	
Optimal NPP Steam Generator Lifetime Management using Stochastic Kalman Filter	4
<i>V.B. Morozov, G.V. Tokmachev</i>	
Approach to Common Cause Failure Modeling in Probabilistic Safety Assessments for New Designs of NPPs with VVER-1000 Reactors	4
<i>A.I. Trofimov, S.I. Minin, M.G. Kalenishin, A.V. Nakhobov</i>	
Automated Breakage Monitoring System of Metal and Binding Steel-Zirconium Fuel Channels RBMK-1000 Nuclear Reactor	4

ENVIROMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

N. Pavlova, V. Romancov, E. Sarapulseva
 Analyze of the Distribution Functions Soils Biological Activity in Technogenic Contaminated Areas 1

M.V. Propisnova, V.M. Kim
 Correction of Data on Radionuclide Contents in the Atmospheric Boundary Layer as Inferred from the Measurements of Natural Radionuclide Contents 2

A.S. Shilina, V.K. Milunchuk
 Sorbtion Properties of New Type Alumosilicate Adsorbent 3

C.M. Vakulovsky, M.V. Propisnova, V.M. Kim, A.I. Nikitin, I.Y. Katrich, V.B. Chumichev, A.A. Volokitin
 A Comprehensive Radiological and Environmental Investigation of Territories and Water Areas near Nuclear Submarine Operation Bases and Dismantling Sites 4

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

A.A. Bezborodov, N.V. Gusev, I.R. Suslov, V.I. Folomeev
 Georeacor in Bowels of the Earth 1

Yu.A. Kazansky, V.A. Levchenko, Yu.S. Yurev, V.A. Barshevtsev, V.A. Belugin, S.L. Dorokhovich, A.A. Kazantsev, A.V. Levchenko, Yu.D. Levchenko, D.M. Titov
 Some Neutron-Physical and Thermo-Hydraulic Characteristics of Improved Facility MASTER 1

E.G. Kulikov, A.N. Shmelev, G.G. Kulikov
 Supercritical Light-Water Reactor with (Th-U)O₂ Fuel: How to Suppress Temperature Reactivity Coefficient 1

A.V. Egorov, S.N. Filimonov, V.V. Artisyuk, A.N. Shmelev
 Verification of SCALE 5 Code Package: Nuclear Safety 2

V.V. Kalygin, I.V. Kiseleva, A.P. Malkov, V.N. Shulimov
 Creation of Neutron-Physical Conditions in the MIR Reactor Suitable for Testing VVER Fuel Rods under Local Accidental Conditions 2

A.V. Burukin, A.F. Grachev, V.V. Kalygin, A.B. Ovchinnikov, V.P. Smirnov
 Testing of VVER Fuel Rods in the MIR Reactor under Power Ramping Conditions 2

V. Lititsky, B. Kutin, V. Parshutin
 The Hardware-Software Complex for Measurements of Neutron-Physical Characteristics During First Criticality and Power Start-up of the Kalinin NPP Third Unit 2

I.R. Suslov
 System of Numerical Benchmarks for VVER Neutronics 2

V.V. Kalygin, A.P. Malkov, V.V. Pimenov, A.B. Ovchinnikov
 Estimates of Lithium-6 and Helium-3 Nuclei Accumulation in Beryllium Blocks for the MIR Reactor Neutronic Analysis 3

A.M. Kuzmin, N.A. Pedan, D.N. Skorohodov
 Methods of Perturbation Theory in Calculations of Reactivity Effects 3

Yu.A. Kurachenko, Yu.A. Kazansky, Eu.S. Matusevich
 Subcritical Systems for Neutron Capture Therapy 3

Yu.A. Kurachenko, Eu.S. Matusevich, Yu.A. Prokhorov, G.N. Fokin, P.A. Yakubov
 Experiment-Calculated Activation Rate of Nickel Foils in the Reactor Hall of the BARS-6 Pulsed Reactor 3

Min Min Soe, V.I. Naumov
 The Neutron-Physical Analysis Of Perspective Fuel Cycles Of CANDU Reactors from Points of View of Natural Resources Utilization Effectiveness And Safety Indexes 3

S.A. Morozov, D.M. Shvetsov, P. S.Shutov, S.S. Shutov
 The Determination of the average Charge in the Ion Chamber 3

<i>V.P. Sadulin</i> Justification of Turbine-Neutron Flow Gages usage in a Vessel-Type Boiling Reactor with Natural Coolant Circulation in the Core	4
<i>A.Yu. Stankovskiy, A. Yu. Konobeev, I. S. Kuptsov</i> Modified Internuclear Cascade-Evaporated Model for Calculation of Interactions between Particles and Nucleus in Intermediate and High Energy Ranges with Matter	4
FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT	
<i>I.V. Shamanin, P.M. Gavrilov, S.V. Bedenko, V.V. Martynov</i> Neutron Radiation of Irradiated MOX- fuel with Different Burn up	1
<i>I.V. Shamanin, P.M. Gavrilov, S.V. Bedenko, V.V. Martynov</i> Neutron Radiation of Sent Nuclear Fuel with Rised Burn-up	1
THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS	
<i>A.V. Beznosov, T.A. Bokova, S.U. Savinov, P.A. Bokov, M.D. Zefirov</i> Experimental Researches of Direct Contact Steam Generators Characteristics with Heavy Liquid Metal Heat-Carriers	1
<i>A.P. Vorobev, V.I. Kriventsev, Qian Lin, Xuewu Cao</i> Numerical Modeling of Fragmentation in Liquid Media with Smoothed Particle Hydrodynamics (SPH) Method	1
<i>S.G. Kalyakin, Yu.P. Djusov, Yu.Yu. Shteyn, Yu.V. Klimanov</i> Natural Convection Specificity in Complex Loops	1
<i>B.V. Keadze, V.A. Shurupov</i> Choosing of Frequency Range for Thermocorrelation Flowmeter	1
<i>A.A. Lukyanov, V.B. Smykov, Yu.S. Yuriev</i> The Reduce of VVERs Steam Generator Power Output due to Deposits on the Tubes	1
<i>A.V. Besnosov, O.O. Novozhilova, S.Yu. Savinov</i> Experimental Study of the Processes of Heat Exchange and Profiles of Temperature of the Flow of the Heavy Liquid Metal Heat-Transfer Agent	3
<i>I.A. Chusov, V.A. Sarkisov, Yu.S. Yuryev, D.V. Zaytsev</i> Numerical Simulation of Velocity Distribution and Water Pressure in Reactor Model Setting	3
<i>I.A. Chusov, V.A. Sarkisov, A.P. Loobenskiy, Yu.S. Yuryev, D.V. Zaytsev</i> Numerical Analysis of Influence Minor Geometrical Distortions of Flow-Though Part of the Hydraulic Model on Flowrates Distribution in Vessel-Type Reactor Working Channels	3
<i>A.A. Bryzgalov, A.A. Natalenko, F. De Rosa, S. Tirini, N. Voukelatou</i> Thermohydraulics Simulation for PHEBUS Containment	4
<i>A.A. Kazantsev, A.S. Kondratyev</i> Simple Formulas for Thermodynamic Properties of Sodium	4
<i>A.A. Kazantsev</i> Development of Thermal Hydraulic Code KANAL and Thermal Physics Models for NPP Simulators	4
<i>V.V. Perevezentsev, V.I. Solonin, F.D. Sorokin</i> Non-Stationary Hydrodynamic Loadings and Fuel Rods Beam Vibrations in Fuel Assembly WVER-440	4
<i>V. Fedotovskiy, A. Orlov</i> Effective Heat Conductivity of Rod and Tube Bundles with Random Deviation from Regular Lattice	4

NUCLEAR POWER PLANTS

A.M. Zagrebayev, N.V. Ovsyannikova, A.E. Rechkiman
 Optimization Tasks of Non-Hermetic Fuel Assemblies Extraction in RBMK Nuclear Reactor 2

N.I. Yevzhik, A.N. Seseikin, O.L. Tashlykov, S.Ye. Sheklein, A.A. Kadnikov
 Optimization of a Network Diagrams for Replacement of Steam- and Gas Generators
 of NPP with VVER-1000 using the Method of Nonlinear Mathematical Programming 4

M.V. Maksimov, S.N. Pelykh, O.V. Maslov, V.E. Baskakov
 A Method to Estimate Efficiency of a Nuclear Power Unit Capacity Maneuver Algorithm
 for the case of WWER Reactors 4

A.P. Unshchikov
 About an Optimal SPTS Number Search Model 4

TRAINING OF PERSONNEL

V.I. Belozerov, V.V. Sergeev, A.A. Kazantsev, A.N. Pozdnyakov, M.Yu. Kanyshv
 Model of VVER -1000 Reactor for Training Course 2

MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

V.N. Nesterov, I.V. Shamanin, E.G. Emets, A.A. Tsyganov, S.G. Kotlyarevsky, A.O. Pavlyuk
 Analytical Scheme of Defects Evolution in the Crystal Lattice of Graphite
 at the Reactors Irradiation 1

E. Kinev
 Inside Cladding Corrosion of Stainless Steel in Reactor Conditions 2

S.M. Obraztsov, G.A. Birzhevoy, Yu.V. Konobeev, V.I. Rachkov, V.A. Soloviyev
 Neural Network Experiments on Cross Influence of Alloying Elements on Mechanical
 Properties of 12 % Cr Ferritic-Martensitic Steels 3

SIMULATION OF THE PROCESS PERFORMANCE IN NUCLEAR POWER FACILITIES

P.A. Androsenko, K.M. Kolganov
 Direct Taking into account the Initial Data Uncertainty during Monte Carlo Calculations 3

APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS

Yu.A. Kurachenko
 Reactor Beam Removal Unit Optimization for Neutron Therapy 1

Yu.A. Kurachenko, Yu.A. Kazansky, A.V. Eu.S. Matusevich
 Neutron Therapy Beams Performance Criteria 1

V.N. Kononov, A.V. Korobeynikov, V.V. Korobeynikov, O.E. Kononov, N.F. Soloviev
 Neutron Beam Optimization for Tumor Therapy with Importance Functions use 4

V.L. Romodanov, I.V. Mukhamadyarov, A.G. Belevitin, V.V. Afanasiev, V.K. Sakharov, D.N. Chernikova
 Detection of Fissile Materials in Installations with Pulsed Neutron Sources and Digital
 Signal Processing 4

I.A. Tyras
 The Branching Ratio Change in the Reaction ${}^7\text{Li}(\alpha, \alpha) {}^7\text{Li}^*$ with the Formation of the Near-
 Threshold ${}^7\text{Li}^*(7.45 \text{ MeV})$ Resonance under the Influence of the Coulomb Field of the
 Accompanying Particle 4

II. АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

Алыев Р.Р.....	3	Киселева И.В.....	2
Андросенко П.А.....	3	Климанова Ю.В.....	1
Антонов А.В.....	2	Ковтун С.Н.....	2
Артисюк В.В.....	2	Колганов К.М.....	3
Афанасьев В.В.....	4	Кондратович Ф.В.....	2
Бараненко В.И.....	1	Кондратьев А.С.....	4
Баршевцев В.А.....	1	Конобеев А.Ю.....	4
Баскаков В.Е.....	4	Конобеев Ю.В.....	3
Бахметьев А.М.....	2	Кононов В.Н.....	4
Беденко С.В.....	1	Кононов О.Е.....	4
Безбородов А.А.....	1	Коноплев Н.П.....	2
Безносос А.В.....	1, 3	Коробейников А.В.....	4
Белевитин А.Г.....	4	Коробейников В.В.....	4
Белозеров В.И.....	2	Котляревский С.Г.....	1
Белугин В.А.....	1	Кривенцев В.И.....	1
Биржевой Г.А.....	3	Кудряев А.А.....	2
Боков П.А.....	1	Кузьмин А.М.....	3
Бокова Т.А.....	1	Куликов Г.Г.....	1
Брызгалов А.А.....	4	Куликов Е.Г.....	1
Бударин А.А.....	2	Купцов И.С.....	4
Бурукин А.В.....	2	Кураченко Ю.А.....	1, 3
Былов И.А.....	2	Кутин Б.В.....	2
Вакуловский С.М.....	4	Левченко А.В.....	1
Волков Ю.В.....	1, 3, 4	Левченко В.А.....	1
Волокитин А.А.....	4	Левченко Ю.Д.....	1
Воробьев А.П.....	1	Лескин С.Т.....	3
Вукелату Н.....	4	Литицкий В.А.....	2
Гаврилов П.М.....	1	Лубенский А.П.....	3
Грачев А.Ф.....	2	Лукьянов А.А.....	1
Гулина О.М.....	1, 4	Максимов М.В.....	4
Гусев Н.В.....	1	Малков А.П.....	2, 3
Дворников П.А.....	2	Мартынов В.В.....	1
Де Роза Ф.....	4	Маслов О.В.....	4
Дементьев В.Н.....	2	Матусевич Е.С.....	1, 3
Джусов Ю.П.....	1	Милинчук В.К.....	3
Докукин Д.А.....	1	Минин С.И.....	1, 2, 3, 4
Дорохович С.Л.....	1	Мин Мин Со.....	3
Думов А.В.....	2	Морозов В.Б.....	4
Евжик Н.И.....	4	Морозов С.А.....	2, 3
Егоров А.В.....	2	Мухамадьяров И.В.....	4
Емец Е.Г.....	1	Наталенко А.А.....	4
Загребаев А.М.....	3	Наумов В.И.....	3
Зайцев Д.В.....	3	Нахабов А.В.....	1, 3, 4
Зефиоров М.Д.....	1	Нестеров В.Н.....	1
Кадников А.А.....	4	Никитин А.И.....	4
Казанский Ю.А.....	1, 3	Новожилова О.О.....	3
Казанцев А.А.....	1, 2, 4	Образцов С.М.....	3
Казачковский О.Д.....	2	Овсянникова Н.В.....	3
Каленишин М.Г.....	1, 3, 4	Овчинников А.Б.....	3
Калыгин В.В.....	2, 3	Овчинников В.А.....	2
Калякин С.Г.....	1	Орлов А.И.....	4
Канышев М.Ю.....	2	Павлова М.Н.....	4
Катрич И.Ю.....	4	Павлова Н.Н.....	1
Кебадзе Б.В.....	1	Павлюк А.О.....	1
Ким В.М.....	2, 4	Паршутин В.С.....	2
Кинёв Е.А.....	2	Педан Н.А.....	3

Пелых С.Н.....	4	Сорокин Ф.Д.....	4
Перевезенцев В.В.....	4	Станковский А.Ю.....	4
Пименов В.В.....	3	Суслов И.Р.....	1, 2
Поздняков А.Н.....	2	Ташлыков О.Л.....	4
Полионов В.П.....	2	Тирини С.....	4
Поляков А.А.....	2	Титов Д.М.....	1
Портяной А.Г.....	2	Токмачев Г.В.....	4
Прописнова М.В.....	2, 4	Трофимов А.И.....	1, 2, 3, 4
Прохоров Ю.А.....	3	Тырас И.А.....	4
Рачков В.И.....	3	Унщиков А.П.....	4
Речкиман А.Э.....	3	Федотовский В.С.....	4
Родионов А.Н.....	2	Филимонов С.Н.....	2
Романцов А.И.....	2	Фокин Г.Н.....	3
Ромоданов В.Л.....	4	Фоломеев В.И.....	1
Савинов С.Ю.....	1, 3	Цыганов А.А.....	1
Садулин В.П.....	4	Черникова Д.Н.....	4
Сальников Н.Л.....	4	Чумичев В.Б.....	4
Самохин Д.С.....	1, 4	Чусов И.А.....	3
Сарапульцева Е.И.....	1	Шаманин И.В.....	1
Саркисов В.А.....	3	Швецов Д.М.....	3
Сахаров В.К.....	4	Шилина А.С.....	3
Сергеев В.В.....	2	Шкаровский А.Н.....	4
Сесекин А.Н.....	4	Шмелев А.Н.....	1, 2
Скороходов Д.Н.....	3	Штейн Ю.Ю.....	1
Смирнов В.П.....	2	Шулимов В.Н.....	2
Смирнов А.С.....	2	Шурупов В.А.....	1
Смыков В.Б.....	1	Шутов П.С.....	3
Соболев А.В.....	3, 4	Шутов С.С.....	3
Соловьев В.А.....	3	Щеклеин С.Е.....	4
Соловьев Н.А.....	4	Юрьев Ю.С.....	1, 3
Солонин В.И.....	4	Якубов П.А.....	3
		Qian Lin.....	1
		Xuewu Cao.....	1

II. AUTHOR INDEX

Afanasiev V.V.....	4	Klimanov Yu.V.....	1
Alyev R.R.....	3	Kolganov K.M.....	3
Androsenko P.A.....	3	Kondratovich F.V.....	2
Antonov A.V.....	2	Kondratyev A.S.....	4
Artisyuk V.V.....	2	Konobeev A.Yu.....	4
Bakhmetiev A.M.....	2	Konobeev Yu.V.....	3
Baranenko V.I.....	1	Kononov O.E.....	4
Barshevtsev V.A.....	1	Kononov V.N.....	4
Baskakov V.E.....	4	Konoplev N.P.....	2
Bedenko S.V.....	1	Korobeynikov A.V.....	4
Belevitin A.G.....	4	Korobeynikov V.V.....	4
Belozеров V.I.....	2	Kotlyarevsky S.G.....	1
Belugin V.A.....	1	Kovtun S.N.....	2
Besosov A.V.....	3	Krивentsev V.I.....	1
Bezborodov A.A.....	1	Kudryaev A.A.....	2
Beznosov A.V.....	1	Kulikov E.G.....	1
Birzhevoy G.A.....	3	Kulikov G.G.....	1
Bokov P.A.....	1	Kuptsov I.S.....	4
Bokova T.A.....	1	Kurachenko Yu.A.....	1, 3
Bryzgalov A.A.....	4	Kutin B.....	2
Budarin A.A.....	2	Kuzmin A.M.....	3
Burukin A.V.....	2	Leskin S.T.....	3
Bylov I.A.....	2	Levchenko A.V.....	1
Chernikova D.N.....	4	Levchenko V.A.....	1
Chumichev V.B.....	4	Levchenko Yu.D.....	1
Chusov I.A.....	3	Lititsky V.....	2
De Rosa F.....	4	Loobenskiy A.P.....	3
Djusov Yu.P.....	1	Lukyanov A.A.....	1
Dokukin D.A.....	1	Maksimov M.V.....	4
Dorokhovitch S.L.....	1	Malkov A.P.....	2, 3
Dumov A.V.....	2	Martynov V.V.....	1
Dvornikov P.A.....	2	Maslov O.V.....	4
Egorov A.V.....	2	Matusevich Eu.S.....	1, 3
Emets E.G.....	1	Milunchuk V.K.....	3
Fedotovskiy V.....	4	Min Min Soe.....	3
Filimonov S.N.....	2	Minin S.I.....	1, 2, 3, 4
Fokin G.N.....	3	Morozov S.A.....	2, 3
Folomeev V.I.....	1	Morozov V.B.....	4
Gavrilov P.M.....	1	Mukhamadyarov I.V.....	4
Grachev A.F.....	2	Nakhobov A.V.....	1, 3, 4
Gulina O.M.....	1, 4	Natalenko A.A.....	4
Gusev N.V.....	1	Naumov V.I.....	3
Kadnikov A.A.....	4	Nesterov V.N.....	1
Kalenishin M.G.....	1, 2, 3, 4	Nikitin A.I.....	4
Kalyakin S.G.....	1	Novozhilova O.O.....	3
Kalygin V.V.....	2, 3	Obraztsov S.M.....	3
Kanyshhev M.Yu.....	2	Orlov A.....	4
Katrish I.Y.....	4	Ovchinnikov A.B.....	2, 3
Kazachkovskiy O.D.....	2	Ovsyannikova N.V.....	2
Kazansky Yu.A.....	1, 3	Parshutin V.....	2
Kazantsev A.A.....	1, 2, 4	Pavlova M.N.....	4
Kebadze B.V.....	1	Pavlova N.....	2
Kim V.M.....	2, 4	Pavlyuk A.O.....	1
Kinev E.....	2	Pedan N.A.....	3
Kiseleva I.V.....	2	Pelykh S.N.....	4

Perevezentsev V.V.....	4	Shutov S.S.....	3
Pimenov V.V.....	3	Shvetsov D.M.....	3
Polionov V.P.....	2	Skorohodov D.N.....	3
Politukov V.P.....	4	Smirnov A.S.....	2
Polyakov A.A.....	2	Smirnov V.P.....	2
Portyanov A.G.....	2	Smykov V.B.....	1
Pozdnyakov A.N.....	2	Sobolev A.V.....	3, 4
Prokhorov Yu.A.....	3	Solonin V.I.....	4
Propisnova M.V.....	2, 4	Soloviev N.F.....	4
Qian Lin.....	1	Solovyev V.A.....	3
Rachkov V.I.....	3	Sorokin F.D.....	4
Rechkiman A.E.....	2	Stankovskiy A.Yu.....	4
Rodionov A.N.....	2	Suslov I.R.....	1, 3
Romancov V.....	2	Tashlykov O.L.....	4
Romantsov A.I.....	2	Tirini S.....	4
Romodanov V.L.....	4	Titov D.M.....	1
Sadulin V.P.....	4	Tokmachev G.V.....	4
Sakharov V.K.....	4	Trofimov A.I.....	1, 2, 3, 4
Salnikov N.L.....	4	Tsyganov A.A.....	1
Samokhin D.S.....	1, 4	Tyras I.A.....	4
Sarapulseva E.....	2	Unshchikov A.P.....	4
Sarkisov V.A.....	3	Vakulovsky C.M.....	4
Savinov S.Yu.....	1, 3	Volkov Yu.V.....	1, 3, 4
Sergeev V.V.....	2	Volokitin A.A.....	4
Sesekin A.N.....	4	Vorobev A.P.....	1
Shamanin I.V.....	1	Voukelatou N.....	4
Sheklein S.Ye.....	4	Xuewu Cao.....	1
Shilina A.S.....	3	Yakubov P.A.....	3
Shkarovsky A.N.....	4	Yevzhik N.I.....	4
Shmelev A.N.....	1, 2	Yuriev Yu.S.....	1, 3
Shteyn Yu.Yu.....	1	Zagrebayev A.M.....	2
Shulimov V.N.....	2	Zaytsev D.V.....	3
Shurupov V.A.....	1	Zefirov M.D.....	1
Shutov P.S.....	3		