ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ:

ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

ИЗДАЁТСЯ с 1989 г.

выпуск 5

ФИЗИКА И МЕТОДЫ РАСЧЁТА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

ИЗДАЁТСЯ с 1981 г.

МОСКВА – 2015

Журнал "Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов" издаётся с 1981 года. Выходят пять выпусков в год, которые подготавливают НИЦ "Курчатовский институт" (ответственный за серию "Физика ядерных реакторов" в целом), ФГУП "РФЯЦ-ВНИИЭФ" и АО ОКБ "ГИДРОПРЕСС".

Подписной индекс 32067 в каталоге "Газеты. Журналы" ОАО Агентства "Роспечать".

Тематика журнала:

- ядерные реакторы различного типа и назначения, импульсные реакторы, критические сборки;
- теория ядерных реакторов, методы расчёта, вычислительные программы;
- экспериментальные методы, приборы и установки;
- расчётно-теоретические и экспериментальные исследования ядерных реакторов;
- кинетика и динамика ядерных реакторов, контроль и управление;
- ядерная безопасность, радиационная безопасность и защита;
- гидродинамика и теплообмен в ядерных реакторах;
- физико-технические проблемы;
- исследования характеристик реакторных материалов и их изменений под воздействием облучения;
- обеспечение безопасности эксплуатации АЭС и других ядерных установок;
- топливный цикл, отдельные аспекты и общие проблемы ядерной энергетики.

Редакционная коллегия:

Главный редактор – Ю.М. Семченков (НИЦ "Курчатовский институт"). Заместители главного редактора: С.М. Зарицкий, В.В. Пчелин (НИЦ "Курчатовский институт"), В.Ф. Колесов (ФГУП "РФЯЦ-ВНИИЭФ"), В.А. Мохов (АО ОКБ "ГИДРОПРЕСС"). Ответственный секретарь – Е.А. Старостина (НИЦ "Курчатовский институт").

Члены редколлегии: П.Н. Алексеев, Е.В. Бурлаков, А.Ю. Гагаринский, А.А. Ковалишин, Н.Е. Кухаркин, М.П. Лизоркин, В.А. Павшук, В.А. Сидоренко, В.С. Устинов, Я.И. Штромбах (НИЦ "Курчатовский институт");

С.В. Воронцов, Е.В. Куличкова, А.С. Кошелев, В.Х. Хоружий (ФГУП "РФЯЦ-ВНИИЭФ"); А.В. Лукин, Ю.А. Соколов (ФГУП "РФЯЦ-ВНИИТФ");

Ю.А. Безруков, В.Я. Беркович, И.Н. Васильченко, Д.Н. Ермаков, А.С. Зубченко, С.Р. Сорокин, В.В. Сотсков, Н.Н. Климов, Н.В. Козлачкова, В.М. Махин, В.С. Попадчук, А.В. Селезнёв (АО ОКБ "ГИДРОПРЕСС");

А.Н. Лупишко (АО "ВНИИАЭС").

Журнал "Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов" включён в Перечень ведущих рецензируемых научных журналов и изданий, в которых должны быть опубликованы основные научные результаты диссертаций на соискание учёной степени доктора и кандидата наук (Перечень ВАК).

Журнал "Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов" включён в Российский индекс научного цитирования (РИНЦ).

Статьи из журнала "Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов" публикуются в переводе на английский язык в специальных выпусках журнала "Physics of Atomic Nuclei" (перевод Российского журнала "Ядерная физика"), издаваемого PLEIADES PUBLISHING и распространяемого издательством Springer (ISSN: 1063-7788 печатная версия, ISSN: 1562-692Х электронная версия).

Журнал "Physics of Atomic Nuclei" индексируется в Academic OneFile, Academic Search, Astrophysics Data System (ADS), Chemical Abstracts Service (CAS), Chemical and Earth Sciences, Current Content/Physical, EBSCO, Environment Index, Gale, Google Scholar, INIS Atomindex, INSPEC, INSPIRE, Journal Citation Reports/ScienceEdition, OCLC, SCImago, SCOPUS, Science Citation Index, Science Citation Index Expanded (SciSearch), Summon by Serial Solutions.

Статьи, поступающие в редакцию, рецензируются. При перепечатке и цитировании ссылка на журнал обязательна. Перепечатка материалов допускается только с письменного разрешения редакции.

Калугин А.В., Тебин В.В. Расчёт критичности неординарных систем...... 4 Шишков Л.К., Городков С.С., Микаилов Э.Ф., Сухино-Хоменко Е.А., Сумарокова А.С. Влияние изменения формы тепловыделяющих сборок ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации на распределение энерговыделения...... 18 Брюхин В.В., Куракин К.Ю., Увакин М.А. Анализ неопределённостей физических расчётов ВВЭР по параметрам моделей подготовки Баланин А.Л., Бояринов В.Ф., Глушков Е.С., Зимин А.А., Компаниец Г.В., Невиница В.А., Мороз Н.П., Фомиченко П.А., Тимошинов А.В., Волков Ю.Н. Методика разработки эффективных трёхмерных моделей для нейтронно-физического расчёта критического стенда АСТРА с использованием экспериментальной информации 37 Бушуев А.В., Кожин А.Ф., Алеева Т.Б., Зубарев В.Н., Петрова Е.В., Смирнов В.Е. Установка для активных нейтронных анализов содержания делящихся материалов в TBC ядер-Житарев В.Е., Лебедев Г.В., Сергевнин А.Ю. Измерения эффективности стержней регулирования критсборки стенда РБМК с помощью макета реактиметра РКИ-1..... 54 Терешонок В.А., Кряквин Л.В., Питилимов В.А., Карпов С.А., Куликов В.И., Жылмаганбетов Н.М., Кавун О.Ю., Попыкин А.И., Шевченко Р.А., Шевченко С.А., Семёнова Т.В. Расчётное моделирование измерений на этапе физического пуска энергоблока № 3 Ростовской АЭС...... 62 Осипова Т.А., Узиков В.А., Палачёв П.С., Макин Р.С. Обоснование возможности использования ампульного канала с естественной циркуляцией для внутриреакторных испытаний......72 Платонов П.А., Чернобаева А.А. О механизме образования преципитатов в сталях корпусов водо-водяных реакторов при нейтронном облу-Клименко А.В. Какой безопасности следует добиваться от ЯЭУ?94 Коробейников В.В., Мосеев П.А., Пшакин Г.М., Скупов М.В., Глушенков А.Е., Рогожкин В.Ю. Разработка структурированной реляционной базы данных по гражданскому плутонию России......108 Семинар "Физика ядерных реакторов" 115

CONTENTS

Kalugin A.V., Tebin V.V. Criticality Calculations of Non-Ordinary Systems4 Shishkov L.K., Gorodkov S.S., Mikailov E.F., Sukhino-Homenko E.A., Sumarokova A.S. The Impact of Changes in the Form of VVER-1000 Fuel Assemblies in the Process of Operation on Power Bryukhin V.V., Kurakin K.Yu., Uvakin M.A. Analysis of the Uncertainties in the Physical Calculations of VVER by the Parameters of the Small-Group Constant Preparation Models......26 Balanin A.L., Boyarinov V.F., Glushkov E.S., Fomichenko P.A., Kompaniets G.V., Moroz N.P., Nevinitsa V.A., Zimin A.A., Timoshinov A.V., Volkov Yu.N. Approach to the Development and Justification of Effective 3D Models for Neutron-Physical Calculations of ASTRA Critical Facility with the Use of Experimental Information......37 Bushuev A.V., Kozhin A.F., Aleeva T.B., Zubarev V.N., Petrova E.V., Smirnov V.E. Setting the Active Neutron Analysis Content Fissile Material in Nuclear Reactor Fuel Assemblies47 Zhitarev V.E., Lebedev G.V., Sergevnin A.Yu. Measurements of Efficiency of the Control Rods in RBMK Critical Assembly with Using Model of the Reactimeter RKI-1.....54 Tereshonok V.A., Kryakvin L.V., Pitilimov V.A., Karpov S.A., Kulikov V.I., Zhylmaganbetov N.M., Kavun O.Yu., Popykin A.I., Shevchenko R.A., Shevchenko S.A., Semyonova T.V. Numerical Simulation of Measurement Performed during the Reactor Physical Startup Tests of Rostov Osipova T.A., Uzikov V.A., Palachyov P.S., Makin R.S. Justification of the Possibility of Using the Ampule Channel with Natural Circulation for in-Pile Tests.....72 Platonov P.A., Chernobaeva A.A. On the Mechanism of Formation of Precipitates in the Steel of Water-Cooled Reactors Vessels under Neutron Irradiation78 Klimenko A.V. What Safety should Achieve from Korobeynikov V.V., Moseev P.A., Pshakin G.M., Skupov M.V., Glushenkov A.E., Rogozhkin V.Yu. Development of the Structured Relational Database for Civil Plutonium in Russia108 Seminar "Physics of Nuclear Reactors".....115

УДК 621.039 Расчёт критичности неординарных систем

А.В. Калугин, В.В. Тебин,

НИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1 Поступила в редакцию 09.07.2015 г.

Обсуждаются особенности проведения расчётов эффективного коэффициента размножения методом Монте-Карло слабосвязанных и неасимптотических размножающих систем. Рассмотрены конкретные примеры и даны практические рекомендации по выявлению и расчёту методом Монте-Карло систем, характерных при расчётном обосновании ядерной безопасности при обращении топлива ВВЭР. В частности, обсуждаются проблемы выбора параметров пакетного режима и способа нормализации пакета нейтронов, а также нахождения и интерпретации спектра собственных значений интегральной матрицы делений.

Ключевые слова: метод Монте-Карло, слабосвязанные системы, матрица делений, эффективный коэффициент размножения, пакет нейтронов, нормализация.

Criticality Calculations of Non-Ordinary Systems. A.V. Kalugin, V.V. Tebin, NRC "Kurchatov Institute", 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182.

Problems in Monte-Carlo criticality calculations of weakly-coupled and non-asymptotic systems are discussed in this paper. Specific examples are presented, and also the recommendations for detecting and properly performing criticality Monte-Carlo calculations are given for systems that are common when performing nuclear safety calculations for VVER reactor fuel management problems. In particular, there are discussed the problem of properly choosing the parameters of a Monte-Carlo criticality calculation and the problem of solving and interpreting the eigenvalue problem for the coupling coefficients matrix of a system.

Key Words: the Monte Carlo Method, Weakly-Coupled Systems, Coupling Coefficients Matrix, the Effective Multiplication Factor, Neutron Batch, Source Normalization.

Введение

Физическим критерием ядерной безопасности размножающих систем является эффективный коэффициент К_{эф} размножения нейтронов. Этот параметр определяется как ведущее собственное значение при решении однородного линеаризованного кинетического уравнения в модели условнокритической асимптотической задачи.

Для так называемых ординарных систем, например, для бесконечных решёток ячеек хранилищ ядерного топлива или простейших критических сборок с урано-водными решётками не известно каких-либо случаев, позволяющих усомниться в консервативности оценки размножающих свойств с помощью величины $K_{эф}$. Однако существуют такие системы, которые мы назовём неординарными, для которых возможно отрицательное смещение расчётного значения $K_{эф}$, что недопустимо с точки зрения ядерной безопасности. При расчёте К_{эф} методом Монте-Карло используется некоторый набор свободных параметров, которые называются параметрами пакетного режима. Для простейших систем выбор параметров пакетного режима не представляет особых трудностей. Однако для неординарных систем определение этих параметров далеко неочевидно.

С точки зрения ядерной безопасности важны выявление численных критериев определения неординарности размножающих систем, а также оптимизация параметров пакетного режима для таких систем.

1. Классификация и примеры неординарных систем

Как показывает многолетняя практика расчётов методом Монте-Карло, существуют системы, для которых при любых разумных размерах пакета нейтронов возможно смещение расчётного значения К_{эф}. Ярким примером такой системы служит известный тест с плутониевыми шарами, опубликованный ещё в 1971 году [1].

Для классификации неординарных систем разделим их на два основных класса:

- слабосвязанные системы;

- неасимптотические системы.

Слабосвязанными принято считать системы, в которых существуют области с практически или полностью отсутствующим собственным процессом размножения нейтронов при расчёте методом Монте-Карло даже при достаточно больших размерах пакета нейтронов. Для слабосвязанных частей системы характерно биноминальное или даже экспоненциальное распределение числа делений по пакетам, тогда как согласно центральной предельной теореме должно быть нормальное распределение.

К слабосвязанным системам относятся протяжённые хранилища отработавшего топлива, лазеры с ядерной накачкой [2], реакторы для проведения экспериментов по облучению делящихся образцов вне активной зоны и т.д. Нелишним будет отметить, что для такого рода задач характерны проблемы со сходимостью распределения источника делений при расчёте критичности, о чём говорится, например, в работе [3].

Среди возможных причин слабой связи частей системы можно выделить:

 недоступность некоторых частей системы для нейтронов, рождённых в других частях системы;

– неоднородность физических свойств.

Недоступность определяется расстоянием между рассматриваемыми частями и макроскопическим сечением взаимодействия нейтронов со средой, разделяющей рассматриваемые области. Даже если расстояние между двумя областями невелико, высокое микроскопическое сечение поглощения или большая плотность материала могут сделать попадание нейтронов из одной области в другую практически невозможным. В связи с этим в "группе риска" так называемые физически находятся большие системы, средняя хорда которых сильно превышает длину миграции нейтрона в системе: 4V/S >> M, где S – площадь

границы системы, заключающей внутри себя делящиеся материалы; *V* – объём системы; *M* – длина миграции нейтрона.

При неоднородности физических свойств возможны ситуации, в которых источник нейтронов при решении условнокритической задачи методом Монте-Карло на асимптотике собирается в области с максимальными размножающими свойствами. При этом происходит вырождение источника в других областях, и они "перестают существовать" с точки зрения оценки размножающих свойств системы в целом.

Для неасимптотических систем характерны невыполнение условия разделения пространственных и временной переменных в распределении плотности нейтронов и, как следствие, неприменимость приближения точечной кинетики для анализа нестационарных процессов. Наиболее известной ситуацией, когда система не находится в асимптотическом режиме, является переходной процесс с существенными обратными связями. Причиной неасимптотичности может также служить неоднородность в распределении времени жизни нейтронов в системе.

При решении условно-критической задачи методом Монте-Карло делается допущение, что все нейтроны одного пакета принадлежат условному циклу размножения. При этом считается, что нейтроны одного цикла рождаются и погибают одновременно без учёта их времени жизни. Такое допущение несправедливо в случаях, когда распределение времени жизни нейтронов имеет сложный вид. В таких ситуациях для адекватной оценки размножающих свойств может потребоваться дополнительное расчётное исследование с привлечением алгоритмов пространственновременной кинетики.

Ниже будут рассмотрены некоторые численные примеры неординарных систем и предложены критерии определения неординарности и рекомендации по расчёту таких систем.

2. Матрица делений и спектр её собственных значений

В программном комплексе (ПК) САП-ФИР-2006 [4] реализован расчёт так называемой матрицы делений. Впервые идея расчёта матрицы делений упоминается в 1958 году в работе, посвящённой изучению взаимного влияния нейтронных полей двух реакторов, расположенных на близком расстоянии друг от друга [5].

Идею матрицы делений можно легко обобщить до произвольного числа *n* размножающих частей системы. Тогда она

имеет следующий вид:
$$\mathbf{D} = \begin{bmatrix} d_{11} & \cdots & d_{1n} \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ d_{n1} & \cdots & d_{nn} \end{bmatrix}$$
.

Элементы матрицы делений представляют собой вероятностное распределение вторичных нейтронов, порождённых нейтроном источника, и рассчитываются методом Монте-Карло параллельно с решением условно-критической задачи. Так, зная скорость N_i реакции размножения нейтронов в некоторой области і, скорость генерации порождённых этими нейтронами вторичных нейтронов в некоторой зоне *j* определяется как $N_i d_{ii}$. Тогда скорость появления вторичных нейтронов, порождённых некоторым начальным распределением $\{N_1...N_n\}$ выражается в виде суммы

 $N_{i}^{*} = N_{1}d_{1i} + N_{2}d_{2i} + \dots + N_{n}d_{ni}.$

Допустим, что в системе выполняется дифференциальное условие асимптотичности, при котором в каждой зоне отношение скоростей размножения нейтронов для двух последовательных поколений постоянно и равняется одному и тому же числу λ , т.е. выполняется условие $N_i^* = \lambda N_i$ для любых *j*.

Тогда получим систему уравнений

$$\begin{cases} N_{1}d_{11} + N_{2}d_{21} + \dots + N_{n}d_{n1} = \lambda N_{1}, \\ N_{1}d_{12} + N_{2}d_{22} + \dots + N_{n}d_{n2} = \lambda N_{2}, \\ \dots \\ N_{1}d_{1n} + N_{2}d_{2n} + \dots + N_{n}d_{nn} = \lambda N_{n}. \end{cases}$$

Для удобства перепишем эту систему в операторной форме

$$\mathbf{DN} = \lambda \mathbf{N} \,. \tag{1}$$

Из математической теории известно, что для задачи (1) существует не более чем n линейно независимых собственных значений и соответствующих им собственных векторов. Из физического смысла следует, что все элементы матрицы **D** положительны, поэтому по теореме Перрона–Фробениуса существует положительное собственное значение λ_0 , которое превосходит абсолютную величину любого другого собственного значения матрицы. При этом соответствующий этому собственному значению вектор является единственным собственным вектором, все элементы которого положительны.

Расчётная практика показывает, что при расчёте методом Монте-Карло ведущее собственное значение λ_0 матрицы делений совпадает с расчётным значением $K_{3\phi}$, а главный собственный вектор N_0 – с условно-критическим распределением скорости реакции размножения. Спектр собственных значений матрицы делений, как будет показано ниже, может быть использован в качестве критерия слабосвязанности размножающих систем.

3. Параметры пакетного режима и алгоритм нормализации пакета нейтронов

Общими параметрами пакетного режима для большинства программ, основанных на методе Монте-Карло, служат число нейтронов в пакете и общее число разыгрываемых пакетов. В ПК САПФИР-2006 несколько пакетов объединяются в серию [6]. По результатам моделирования всех пакетов серии проводится статистическая обработка полученных результатов. После некоторого количества серий, называемых "разгоночными", когда прекращается дрейф рассчитываемых функционалов вместе со статистической ошибкой расчёта, проводится чистка регистрационных массивов.

Для некоторых задач, в частности, для физически больших слабосвязанных систем, является необходимым задание достаточно большого количества нейтронов в пакете. Однако в таких случаях могут возникнуть проблемы с установлением асимптотического распределения делений по объёму системы за счёт влияния первоначального распределения точек деления. Для устранения этого влияния применяются различные приёмы, например, в ПК САП-ФИР-2006 предусмотрена возможность повторной чистки регистрационных массивов с увеличением размера пакета нейтронов в несколько раз.

Число нейтронов в пакете, способ нормализации пакета, число пакетов в серии, число "разгоночных" серий, выполнение повторной чистки регистрационных массивов и коэффициент увеличения размеров пакета служат свободными параметрами и должны выбираться, по крайней мере, для каждого типа решаемых задач.

Реализованный в ПК САПФИР-2006 алгоритм нормализации пакета обеспечивает одинаковое целочисленное количество нейтронов N в каждом пакете [6]. Распределение нейтронов следующего пакета определяется точками поглощения нейтронов предыдущего пакета, в каждой из которых регистрируется количество вторичных нейтронов деления на одно поглощение $\omega_j = v_f^{(j)} \Sigma_f^{(j)} / \Sigma_a^{(j)}$, где $v_f^{(j)}$ – число вторичных ных нейтронов на акт деления, $\Sigma_f^{(j)}, \Sigma_a^{(j)}$ – макроскопические сечения деления и поглощения, j – индекс точки поглощения.

Количество нейтронов данного пакета, испускаемых в точке *j* поглощения нейтрона предыдущего пакета, определяется по формуле $n_j = int [a_L \omega_j^L]$.

Здесь величина a_L – коэффициент пополнения, который рассчитывается по результатам моделирования предыдущего пакета: $a_L = N / \sum_{i=1}^{I} \omega_i^L$, где L – свободный параметр, I – число точек поглощения предыдущего пакета.

Операция выделения целой части приводит к "перестановке" долей нейтронов, в результате чего может не выполняться условие $\sum n_j = N$. В таких случаях предусмотрено случайное удаление или добавление нейтронов в точках деления.

При L=0 пополнение проходит равномерно во всех точках поглощения. При L=1 происходит выравнивание весов во всех точках в соответствии с распределением вторичных нейтронов деления. При достаточно большом количестве нейтронов в пакете алгоритм нормализации обеспечивает выполнение дифференциального условия асимптотичности в каждой расчётной зоне.

В работе [7] приведено описание алгоритма нормализации с постоянным числом точек деления. Если число новых точек деления оказывается меньше номинального, то дополнительные точки деления добираются из предыдущего пакета, а если больше – удаляются. Этот алгоритм дополнительно реализован в ПК САПФИР-2006 в методических целях.

В отличие от ПК САПФИР-2006 в программе МСПР обеспечивается постоянство суммы весов нейтронных историй, а количество разыгрываемых нейтронных историй в пакете может меняться [8]. Весом нейтронной истории в программе МСЛР называется вклад этой истории в оценку рассчитываемых функционалов. В каждом пакете разыгрывается М нейтронов с весом, равным N/M, где M – число точек столкновения, полученных из предыдущего пакета, а N здесь – номинальное число нейтронных историй. При этом вес нейтрона выступает сомножителем при расчёте всех основных функционалов, таких как различные оценки К_{эф} и среднего времени жизни нейтронов, групповые потоки и т.д.

Количество нейтронов источника в точке столкновения вычисляется по формуле

$$n_j = \operatorname{int}\left[\frac{1}{\mathrm{K}_{\mathrm{s}\phi}} \frac{N}{M} \frac{\mathrm{V}_f^{(j)} \Sigma_f^{(j)}}{\Sigma_t^{(j)}}\right], \ \mathrm{где} \ \mathrm{K}_{\mathrm{s}\phi} - \ \mathrm{s}\phi\phi \mathrm{ek-}$$

тивный коэффициент размножения, полученный в предыдущем пакете; $\Sigma_t^{(j)}$ – полное макроскопическое сечение.

Деление на К_{эф} в этом выражении обеспечивает стабильность числа вторичных нейтронов для розыгрыша в следующем пакете и позволяет избежать лавинообразного роста числа нейтронов в случае надкритичности системы и, напротив, избежать вырождения источника нейтронов в случае, если система подкритична. Стоит отметить, что в MCNP, в отличие от ПК САПФИР-2006, розыгрыш нейтронных историй осуществляется из точек столкновения, а не из точек поглощения.

Таким образом, в литературе описано по крайней мере три способа нормализации пакета нейтронов, различающиеся сохранением разных характеристик:

- числа нейтронов деления;

– числа точек деления;

- суммы весов нейтронных историй.

При расчёте ординарных систем какихлибо преимуществ или недостатков у этих способов не отмечалось.

4. Однородные слабосвязанные системы на примере урано-водных решёток

В данном разделе рассматриваются ситуации, часто возникающие при расчётном обосновании ядерной безопасности при обращении с топливом ВВЭР. По правилам безопасности НП-061-05 [9] для топливных хранилищ, содержащих ТВС разного обогащения или TBC с разным нуклидным составом, расчётное обоснование ядерной безопасности необходимо проводить в предположении, что всё топливо имеет максимальное обогащение или нуклидный состав, соответствующий максимальным размножающим свойствам. Таким образом, при обосновании ядерной безопасности топливных хранилищ часто приходится проводить расчёты однородных по размножающим свойствам систем, в том числе и физически больших.

Рассмотрим расчёт К_{эф} для критической сборки LCT-001 (конфигурация № 2) из [10]. Эта критическая сборка состоит из трёх топливных квадратных урано-водных решёток низкого обогащения (твэл из диоксида урана с шагом 2,032 см). Обогащение топлива во всех трёх решётках одинаковое, поэтому данную систему можно отнести к

классу систем, однородных по размножающим свойствам.

Решётка показана на рис. 1, расположение решёток в сборке показано на рис. 2, где X – расстояние между решётками, равное в критической конфигурации 11,92 см. Топливо окружено достаточно толстым слоем водяного отражателя. Для реальной критической сборки, состоящей из 3-х решёток, при расчёте по ПК САПФИР-2006 получен результат $K_{эф} = 0,9991 \pm 0,0001$. Для одиночной решётки $K_{эф} = 0,9900 \pm 0,0003$.

Для методических целей рассмотрим систему, состоящую из трёх таких бесконечных по высоте решёток, расположенных на одной оси на одинаковом расстоянии друг от друга. Решётки также окружены бесконечным слоем воды. Кроме расчёта традиционного значения $K_{э\phi}$ получены три собственных значения путём решения системы (1). Результаты расчёта при различных расстояниях между решётками приведены в табл. 1.

Из табл. 1 следует, что значение $K_{3\phi}$ для системы из трёх решеток, как и следовало ожидать, совпадает с ведущим собственным значением при любых расстояниях между решётками.





Рис .2. Геометрия модели критической сборки LCT-001 (конфигурация № 2)

модельной задачи										
Х,	V	Собственные значения								
СМ	К _{эф}	1	2	3						
6	$1,0264 \pm 0,0001$	1,0264	0,9745	0,9218						
9	$1,\!0080 \pm 0,\!0001$	1,0080	0,9816	0,9551						
12	$0,9990 \pm 0,0001$	0,9990	0,9853	0,9720						
15	$0,9950 \pm 0,0001$	0,9950	0,9878	0,9805						
18	$0,9921 \pm 0,0001$	0,9921	0,9883	0,9841						
21	$0,9916 \pm 0,0001$	0,9916	0,9894	0,9870						
24	$0,9904 \pm 0,0001$	0,9904	0,9888	0,9870						

Таблица1. Результаты расчётов модельной задачи

На рис. З представлен график зависимости собственных значений от расстояния между решётками. Собственные значения с увеличением расстояния сходятся к величине К_{эф}, полученной для одиночной решётки. Крайний случай совпадения всех трёх собственных значений со значением К_{эф} соответствует случаю несвязанной системы. В этом случае решётки находятся на таком большом расстоянии, что они практически "не видят" друг друга с точки зрения обмена нейтронами, и расчёт такой системы эквивалентен расчёту одной решётки. Таким образом, полученное в этом случае значение К_{эф} для трёх решеток приближается к значению К_{эф} для одной решётки и, в конечном счёте, три собственных значения совпадут, т.е. все значения, за исключением ведущего, станут вырожденными.

На основании многолетнего опыта расчёта слабосвязанных систем, которые встречаются при обосновании ядерной безопасности для топлива ВВЭР, мы пришли к выводу, что особого подхода к выбору параметров пакетного режима требуют однородные по размножающим свойствам системы, для которых все собственные значения лежат в пределах 3-х процентного интервала около ведущего собственного значения, т.е. возле значения К_{зф}.

В рассмотренной задаче при X < 12 см система является связанной и не требуется особого анализа параметров пакетного режима. При 12 < X < 25 см система является слабосвязанной и требуется дополнительный анализ параметров пакетного режима. При X > 25 см система является несвязанной и при расчёте К_{эф} можно рассматривать в качестве модели только одну решётку. Таким образом, спектр собственных значений матрицы деления может служить критерием слабосвязанности однородных систем.

Теперь рассмотрим пример физически большой однородной системы. На рис. 4 изображена схема размещения чехлов со свежим топливом. В 12 цилиндрических чехлах находятся по 18 ТВС ВВЭР-1000 с одинаковым обогащением. Оценить размер системы можно по внешнему диаметру



Рис. 3. Зависимость К_{эф} и собственных значений (с.з.) от расстояния между решётками: 1 – ведущее с.з., совпадающее со значением К_{эф} для трёх решёток; 2 – второе с.з.; 3 – третье с.з.; 4 – граница 3-% интервала от зависимости К_{эф} для трёх решёток; 5 – значение К_{эф}, полученное для одной решётки



Рис. 4. Расчётная модель 12-ти чехлов в узле свежего топлива

чехла, который составляет около 2 м.

Данная система безусловно относится к физически большим, поскольку длина миграции нейтрона от рождения до поглощения в 75 раз меньше средней хорды. Для сравнения в критической сборке, описанной в предыдущем примере, отношение средней хорды топливной области системы к средней длине миграции нейтронов составляет порядка 3.

В физически больших системах большое значение имеет выбор параметров пакетного режима. Если размер пакета небольшой, например, менее 1000 нейтронов между нормализациями, то очень сложно добиться стабилизации функции распределения плотности делений. Если же размер пакета слишком большой, то возможны трудности при установлении асимптотического распределения нейтронов источника. Как уже упоминалось выше, компромиссным решением является задание относительно небольшого размера пакета нейтронов с его последующим увеличением после чистки регистрационных массивов.

В табл. 2 приводятся результаты расчёта К_{эф} для системы чехлов при различной плотности воды (от нормальной до нулевой). Расчет матрицы делений проводился для 12 регистрационных зон, соответствующих 12 чехлам.

Также проведены расчёты распределения делений по пакетам для некоторых чехлов при плотности 0,2 г/см³ (см. рис. 5, 6).

При отсутствии воды во всех чехлах распределение плотностей делений по пакетам приближается к нормальному распределению, т.е. выполняется центральная предельная теорема. При этом система (1) в ближайшей окрестности ведущего собственного значения не имеет других собственных значений.

Таблица 2. Результаты расчёта систем	ИЫ
на рис. 4 при различной плотности водь	I

Плотность воды, г/см ³	К _{эф}	Число собствен- ных значений в диапазоне 3 % возле ведущего
1,0	$0,92076 \pm 0,0$	25
0,7	$0,84782 \pm 0,0$	46
0,4	$0,89319 \pm 0,0$	612
0,3	$0,95262 \pm 0,0$	00003 12
0,2	$0,994\overline{63} \pm 0,0$	00003 12
0,1	$0,898\overline{30} \pm 0,0$	00003 3
0,0	$0,22606 \pm 0,000$	00002 1



в чехлах 2, 4, 6, 8 при плотности воды 0,2 г/см³





При плотности воды 0,1 г/см³ в большей части системы (чехлы с 1 по 10) распределение плотностей делений по пакетам приближается к нормальному распределению также, как и при отсутствии воды. Однако в двух крайних чехлах (11 и 12) распределение скорее напоминает распределение биноминальное или Пуассона, так как в этих чехлах отсутствует непрерывное размножение, а нейтроны попадают из других чехлов не в каждом пакете.

В диапазоне плотностей воды от 0,2 до 0,3 г/см³ система является слабосвязанной. Все 12 собственных значений находятся в диапазоне 3 % от ведущего собственного значения.

Начиная с плотности воды 0,4 г/см³, в части чехлов отсутствуют нейтроны деления, т.е. отдельные чехлы становятся несвязанными с частью системы, где происходит непрерывное по пакетам размножение. При этом определить до расчёта, в скольких чехлах не будет непрерывного размножения, практически невозможно.

Задавая разные последовательности случайных чисел или меняя параметры пакетного режима, можно существенно изменить распределение делений по чехлам. Если при расчёте системы на К_{эф} распределение плотности делений по элементам системы и число собственных значений в интервале 3 % возле ведущего собственного значения неустойчивы, т.е. меняются при незначительном изменении параметров пакетного режима, то такую систему относим к несвязанным системам.

Можно рекомендовать для несвязанных систем не отказываться от расчётов методом Монте-Карло, а выбрать из всей системы один элемент (ячейку) с максимальными размножающими свойствами, в рассматриваемой системе один из чехлов и задать другие чехлы с помощью зеркальных условий отражения от границ ячейки. В ячейке с отражением будут несколько переоценены размножающие свойства системы, но обоснование будет проведено вполне законно.

5. Примеры неоднородных систем

Рассмотрим пример неоднородной по физическим свойствам системы. Для этого введём в систему, изображённую на рис. 4, неоднородность в виде замены всех ТВС в чехле № 4 на ТВС с топливом 10 % обогащения (исходно во всех чехлах находилось топливо обогащением 4,4 %). Для такой системы проведены расчёты при разной плотности воды. На рис. 7 приведены от-



Рис. 7. Собственные значения, нормированные на ведущее с.з. при различных плотностях воды при обогащении топлива 10 % в чехле № 4

ношения собственных значений задачи (1) к ведущему.

Число собственных значений для каждой плотности воды равно числу чехлов, в которых хоть в какой-то степени происходит собственное цепное размножение. Однако в пределах диапазона 3 % от ведущего собственного значения не наблюдается других собственных значений. Таким образом, основным признаком неоднородности системы можно считать несходимость её спектра собственных значений даже в случае наличия очевидной слабой связи между частями этой системы.

Теперь рассмотрим пример физически большой системы с пространственной неоднородностью. На рис. 8 приведена схема размещения ТВС одного обогащения (4,7 %) в секции хранилища отработавшего топлива одного из существующих проектов. В секции предусмотрены позиции для размещения выгоревшего топлива в стеллажах уплотненного хранения топлива (СУХТ) при размещении ТВС в чехлах из бористой стали с шагом 30 см, в гермопеналах (ГП), в отдельных 27-ми ячейках



Рис. 8. Схема размещения топлива в секции хранилища выгоревшего топлива на АЭС

безчехлового хранения топлива с шагом 40 см и в системе обнаружения дефектных сборок (СОДС).

При условиях нормальной эксплуатации (при нормальной плотности воды) $K_{3\phi}$ = 0,8953 ± 0,0002, что с учётом поправок на методическую точность расчётной программы и неопределённость, связанную с технологическими допусками, укладывается в требования нормативных документов по ядерной безопасности ($K_{3\phi} \le 0,95$).

Однако, при моделировании условий проектной аварии с закипанием теплоносителя для секции целиком при плотности воды 0,2 г/см³ $K_{3\phi} = 0,9617 \pm 0,0002$, что, безусловно, не обеспечивает выполнение требований ядерной безопасности. При этом для секций, целиком состоящих из ячеек СУХТ, $K_{3\phi}$ падает с увеличением плотности воды, а для бесчехлового хранения ТВС с шагом 40 см имеется максимум в $K_{3\phi}$ при низкой плотности воды.

На рис. 9 приведено распределение доли делений в различных частях рассматриваемой секции при изменении плотности воды. Если при отсутствии воды основное деление происходит в чехловых ячейках с шагом 30 см, то при увеличении плотности воды в хранилище основное деление происходит уже в области отдельных ТВС, расположенных с шагом 40 см.

Таким образом, неоднородность свойств может привести к неожиданным последствиям с точки зрения ядерной безопасности и требует проведения тщательных расчётных исследований при необходимости снятия консервативности в расчётах физически больших неоднородных систем.

6. Тест с плутониевыми шарами

Рассмотрим теперь упомянутый ранее тест с плутониевыми шарами (рис. 10), который служит ярким примером неасимптотической системы. В этом тесте плутониевый критический шар помещён в центр куба со стороной около 5 м (в кубе вакуум). Куб окружён бесконечной водой (в расчётной модели – слой воды толщиной 50 см). В кубе регулярно с шагом 60 см размещены 728 подкритических шаров из Pu²³⁹ радиусом 4 см. Всего в системе около 4 000 кг Ри²³⁹, окружённых водой. В работе [1] для этой системы получен результат – К_{эф} = = 0,93, т.е. система с критическим шаром в центре является подкритической. Стоит отметить, что данная система не является физически большой, поскольку её средняя хорда всего лишь в три раза превышает



Рис. 9. Распределение доли делений в различных частях секции хранилища № 302



Рис.10. Геометрия теста с плутониевыми шарами

среднюю длину миграции нейтронов. По ПК САПФИР проведены расчёты этого теста при разном числе нейтронов в пакете. Разобьём центральный шар на 5 регистрационных областей равного объёма, а результаты в остальных шарах сгруппируем в 4 регистрационные области по признаку удалённости от центрального шара.

В табл. 3 приведены распределения нейтронов деления по различным областям системы. В центральном критическом шаре рождаются 23 % нейтронов, во всех остальных шарах при достаточно равномерном распределении – 77 % нейтронов. Если исходить из распределения делений по различным частям системы, то нет оснований считать какую-либо часть системы слабо связанной с остальными.

В табл. 4 приведены локальные коэффициенты К_л размножения для отдельных частей системы при различных размерах пакета нейтронов. Под локальным коэффициентом размножения в каждой геометрической области понимается отношение числа нейтронов деления в этой области до

Howens		Номар слод в начтрали	Доля нейтронов деления				
номера областей по пп.	Область	ном шаре или нисло ша	Решение				
	в системе	ном шарс или число ша-	чёт методом	системы			
		ров в рядах	Монте-Карло	(1)			
1		1	0,02524(2)	0,02530			
2	Центральный	2	0,03364(2)	0,03371			
3		3	0,04293(3)	0,04303			
4	шар	4	0,05436(3)	0,05448			
5		5	0,07119(4)	0,07135			
6	1-й ряд шаров	26	0,04076(3)	0,04076			
7	2-й ряд шаров	98	0,11289(4)	0,11281			
8	3-й ряд шаров	218	0,23340(6)	0,23334			
9	4-й ряд шаров	386	0,38561(9)	0.38532			

ТаблицаЗ. Распределение нейтронов деления в тесте с "плутониевыми шарами"

Таблица4. Локальные коэффициенты размножения

и смещённые оценки К _{эф} при различном числе нейтронов в пакете													
Номера	Локальные коэффициенты К _л размножения												
обла-	при различном числе нейтронов в пакете												
стей	100	100 500 5 000 10 000 30 0											
1	1,0017(3)	1,0011(3)	1,0010(3) 1,0010(3) 1,00										
2	1,0095(3)	1,0017(3)	1,0011(3)	1,0009(3)	1,0010(3)								
3	1,0116(2)	1,0018(2)	1,0011(2)	1,0010(2)									
4	1,0133(2)	1,0021(2)	1,0011(2)	1,0009(2)	1,0010(2)								
5	1,0161(2)	1,0027(2)	1,0012(2)	1,0010(2)	1,0010(2)								
6	0,9616(2)	0,9797(2)	1,0003(2)	1,0006(2)	1,0008(2)								
7	0,9604(1)	0,9800(1)	1,0002(1)	1,0005(1)	1,0008(1)								
8	0,9602(1)	0,9805(1)	1,0001(1)	1,0005(1)	1,0008(1)								
9	0,9600(1)	0,9833(1)	1,0001(1)	1,0005(1)	1,0008(1)								
К _{эф}	0,96125(5)	0,98302(5)	1,00035(5)	1,00062(5)	1,00085(5)								

нормализации к числу нейтронов после нормализации. Различие в K_{π} меньше, чем две статистические ошибки расчёта, наблюдается только начиная с 30 000 нейтронов в пакете. Совпадение значений K_{π} во всех областях свидетельствует о выполнении дифференциального условия асимптотичности.

На рис. 11 представлены результаты расчёта $K_{3\phi}$ по ПК САПФИР-2006 с использованием двух алгоритмов нормализации: стандартный при L = 1 и алгоритм с постоянным числом точек деления, описанный в работе [7], а также результаты расчёта ведущих собственных значений задачи (1).

На том же рисунке представлены результаты, полученные в работе [11] по программе MCNP5 с применением библиотеки ENDF/B-VII.0.

При размере пакета более 20 000 нейтронов результаты всех расчётов находятся в узком диапозоне $K_{3\phi}$ от 1,0005 до 1,0015. С уменьшением числа нейтронов в пакете результаты приближаются к значению $K_{3\phi} = 0.93$, полученному в оригинальной статье [1]. При этом расхождения между результатами начинают превышать статистическую погрешность расчёта, и результаты могут различаться более чем на 1 %.

Это отличие можно объяснить разным числом степеней свободы в алгоритмах нормализации пакета нейтронов, реализо-

ванных в разных программах. В ПК САП-ФИР при розыгрыше одной нейтронной истории появление новой точки деления для следующего пакета возможно только в случае поглощения нейтрона в делящемся материале. В противном случае происходит утечка нейтрона, и новая точка деления не появляется.

В программе MCNP одна нейтронная история порождает заведомо большее число точек деления для следующего пакета за счёт процедуры расщепления нейтронной истории в каждой точке столкновения. При этом часть нейтронной истории заведомо поглощается, порождая новую точку деления, а часть претерпевает рассеяние. Такая мера позволяет улучшить статистическую погрешность расчёта при том же количестве нейтронов в пакете. Эквивалентным решением для ПК САПФИР-2006 будет увеличение числа нейтронов в пакете.

Стоит также отметить, что расчёт собственных значений матрицы делений даёт возможность получения верного решения при существенно меньшем числе нейтронов в пакете в отличие от всех остальных способов.

Рассмотрим распределения по времени жизни нейтронов для различных систем. На рис. 12 представлены зависимости, полученные для однородных систем, которые обсуждались в одном из предыдущих раз-



4 – САПФИР (алгоритм с постоянным числом точек деления)



Рис. 12. Распределение времени жизни нейтронов в различных системах

делов данной статьи: сборки LCT-001 и хранилища топлива с 12 чехлами. Для подобных систем характерен тепловой спектр нейтронов и, как видно из рисунка, подавляющее число поглощений нейтронов происходит при времени жизни порядка 10⁻⁴ с. Также на этом рисунке представлена зависимость времени жизни нейтронов для реактора с быстрым спектром нейтронов. Здесь довольно отчётливый максимум в распределении наблюдается при временах порядка 10⁻⁷ с.

Однако ситуация обстоит несколько иначе для теста с плутониевыми шарами. Для данной системы наблюдаются два максимума в распределении времени жизни нейтронов. Первый максимум при времени жизни меньше 10⁻⁷ с обусловлен процессами деления плутония быстрыми нейтронами. Второй максимум формируется за счёт нейтронов, которые замедлились в водном отражателе и произвели деление в плутонии уже будучи тепловыми.

Несмотря на то, что данную систему нельзя отнести ни к физически большим, ни к слабосвязанным системам, данная система является неоднородной по распределению времени жизни нейтронов. Это, в свою очередь, ставит под сомнение применимость метода Монте-Карло для расчёта критичности таких задач, в котором одним из главных допущений является равенство времён жизни нейтронов в одном пакете. Таким образом, расчётный анализ подобных систем может представлять особый интерес с точки зрения задач обоснования ядерной безопасности.

Заключение

В данной статье рассмотрены задачи расчёта критичности с целью обоснования ядерной безопасности при обращении с ядерным топливом на АЭС с ВВЭР для систем с неординарными свойствами. К таким системам относятся слабосвязанные и неасимптотические системы, для которых характерна неоднородность по размножающим свойствам, геометрии или времени жизни нейтронов.

Для выявления таких свойств при моделировании нейтронно-физических процессов методом Монте-Карло рекомендуется проводить дополнительные вычисления:

1) регистрировать интегральную по времени жизни матрицу делений;

2) определять с помощью матрицы делений весь спектр собственных значений для выделенных регистрационных областей системы;

3) вычислять в каждой регистрационной области, подозреваемой на слабую связь с остальной частью системы, отношение числа нейтронов источника после нормализации к числу нейтронов источника до нормализации;

4) подсчитывать в каждой регистрационной области число пакетов нейтронов, в которых отсутствуют нейтроны деления;

5) оценивать в каждой регистрационной области характер распределения делений по пакетам;

6) вычислять длину миграции нейтронов от рождения до поглощения с делением и среднюю хорду топливной области рассматриваемой системы;

7) регистрировать распределение времён жизни нейтронов в системе с вычислением среднего и максимального времени жизни.

Для корректного моделирования систем с неординарными свойствами необходимо подбирать параметры пакетного режима для обеспечения выполнения дифференциального условия асимптотичности и центральной предельной теоремы в каждой расчётной области. В случае невозможности обеспечения этих условий рекомендуется либо упростить задачу в соответствии с принципом консервативности, либо отказаться от использования метода Монте-Карло для расчета критичности.

Список литературы

1. *Whitesides G.E.* A Difficulty in Computing the K-effective of the World // Trans. Am. Nucl. Soc., 1971, vol. 14, p. 680.

2. *Obara T., Takezawa H.* Kinetic analysis of weakly coupled systems using probability density function of coupling coefficient obtained by Monte Carlo method // Progress in Nuclear Science and Technology, 2011, vol. 2, p. 263–266.

 Yamamoto T., Nakamura T., Miyoshi Y. Fission source convergence of Monte Carlo criticality calculations in weakly coupled fissile arrays // J. Nucl. Sci. and Technol., 2000, vol. 37, no. 1, p. 41.
 Тебин В.В., Борисенков А.Э. Комплекс программ САПФИР-2006 для расчёта полномасштабных активных зон реакторов ВВЭР методом Монте-Карло // Вестник СГТУ, 2006, № 4(20), вып. 5, с. 94–100.

5. *Avery R.* Theory of coupled reactors // Proceedings of the Second United Nations Int. Conf. on the Peaceful Uses of Atomic Energy, 1958, Report #1858, p. 182–191.

6. **Франк-Каменецкий А.Д.** Моделирование траекторий нейтронов при расчёте реакторов методом Монте-Карло. Сер. ФЯР. М.: Атомиздат, 1978.

7. *Михайлов Г.А.* Расчёт критических систем методом Монте-Карло // Журнал вычислительной математики и математической физики, 1966, том 6, № 1, с. 7180.

8. *Briesmeister J.F.* MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C, Los Alamos National Laboratory report LA-13709-M, 2000.

9. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии, НП-061-05. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии (утв. Постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30 декабря 2005 г. № 23).

10. *Int. Handbook* of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments. NEA/NSC/DOC(95)03/ IV. LEU-COMP-THEERM-001. September 2009 Edition.

11. **Brown F.** Revisiting the " K_{eff} of the World" Problem. ANS 2010 Annual Meeting San Diego, CA, 13-17 June 2010, LA-UR-10-03745.

Контактная информация – Калугин Александр Владимирович, инж., тел.: 8 (499)196-92-57, e-mail: Kalugin_AV@nrcki.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5, с. 4–17.

УДК 629.039.51

Влияние изменения формы тепловыделяющих сборок ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации на распределение энерговыделения

Л.К. Шишков, С.С. Городков, Э.Ф. Микаилов, Е.А. Сухино-Хоменко, А.С. Сумарокова, НИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1 Поступила в редакцию 09.04.2015 г.

Предлагается новый подход к оценке коэффициентов чувствительности энерговыделения твэлов к изменению величины зазоров между тепловыделяющими сборками (ТВС) ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации. Показано, что соответствующие расчёты с помощью кода МСU необходимо проводить для полномасштабной модели активной зоны с целью учёта интерференции влияния зазоров. Для уменьшения консерватизма при расчётах следует учитывать обратные связи по плотности теплоносителя и температуре, а также выгорание топлива.

Ключевые слова: зазоры между ТВС в ВВЭР-1000, коэффициенты чувствительности энерговыделения твэлов к величинам зазоров, интерференция влияния зазоров.

The Impact of Changes in the Form of VVER-1000 Fuel Assemblies in the Process of Operation on Power Density Distribution. L.K. Shishkov, S.S. Gorodkov, E.F. Mikailov, E.A. Sukhino-Homenko, A.S. Sumarokova, NRC "Kurchatov Institute", 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182.

We propose a new approach to calculation of fuel pin power coefficients of sensitivity to deviation of gaps between fuel assemblies (FA) of VVER-1000 in the process of its operation. We proved that the MCU calculations shall be performed for a full-size core model in order to take into account the interference of gap influence. In order to reduce the conservatism of calculations, coolant density and coolant temperature feedbacks shall be taken into account, as well as fuel burnup.

Key Words: Gaps between FAs in VVER-1000, Coefficients of Sensitivity of Pin Power to Gap Sizes, Interference of Gap Influence.

Известно, что в процессе эксплуатации бесчехловых ТВС ВВЭР-1000 и РWR происходит изменение формы ТВС, главным образом, их продольный изгиб. Это явление связано с механическим действием на ТВС фиксирующих усилий защитных труб в условиях тепловых и радиационных нагрузок.

Изменение формы ТВС затрудняет перегрузку топлива и опасно в основном тем, что в искривлённых ТВС уменьшается скорость падения кластеров стержней регулирования и защиты. Вместе с тем при изгибах ТВС, которые носят случайный характер, между некоторыми ТВС увеличиваются зазоры, заполненные водяным теплоносителем, что приводит к более интенсивному замедлению нейтронов и, как следствие, к всплеску энерговыделения.

На начальном этапе освоения бесчехловых ТВС ВВЭР-1000 в ряде случаев увеличение зазоров достигало двух сантиметров, что приводило к дополнительному всплеску энерговыделения порядка 50 % номинала. Следует отметить, что благодаря конструктивным изменениям, предпринятым ОКБ "ГИДРОПРЕСС" и ОКБМ им. Африкантова, современные ТВС ВВЭР-1000, используемые в России и поставляемые за рубеж, в значительной степени уменьшили тенденцию к изменению формы. Однако, это явление всё же имеет место и должно учитываться в процессе проектирования при расчётах энерговыделения.

Изменение формы носит случайный характер, и учёт влияния таких изменений на распределение энерговыделения реализуется с помощью инженерных коэффициентов запаса. Учёт отклонений зазоров в ВВЭР-1000 составляет около половины всех расчётных погрешностей и экономически значим. Такой учёт дополнительно ограничивает допустимую мощность реактора и приводит к росту топливной составляющей себестоимости вырабатываемой электроэнергии.

1. При проектировании топливных загрузок ВВЭР обеспечивается ограничение линейного энерговыделения твэлов (q₁) и мощности твэлов (q_{тв}) в нормальных условиях эксплуатации. При определении этих параметров исходят из условия, что интегральная тепловая мощность реактора достигает предельно допустимой величины и учитывается возможная расчётная погрешность, обусловленная методической и технологической составляющими $\Delta^M(x)/x$.

 $\Delta^{E}(x)/x$, а также эксплуатационной составляющей $\Delta^{G}(x)/x$, характеризующей из-

менение формы ТВС при эксплуатации. Учёт расчётной погрешности реализуется с помощью инженерного коэффициента запаса Кинж (х), который с достаточной для целей этой статьи точностью можно представить в форме $K_{\rm инж}(x) =$

$$=1+\sqrt{\left(\frac{\Delta^{M}(x)}{x}\right)^{2}+\left(\frac{\Delta^{E}(x)}{x}\right)^{2}+\left(\frac{\Delta^{G}(x)}{x}\right)^{2}}.$$

В этой статье внимание сосредоточено на линейном энерговыделении q_l, поскольку этот функционал ближе к предельным значениям, а специфика его оценок легко переносится и на мощность твэлов.

Величина $\Delta q_l/q_l$ зависит от положения твэла внутри ТВС и достигает максимума для твэлов крайнего ряда ТВС в центре грани или для угловых твэлов.

В качестве объекта исследований будет рассмотрен центральный твэл периферийной грани ТВС.

2. В настоящее время в проектах реакторов типа ВВЭР-1000 для учёта влияния отклонений величины зазоров используется следующий подход. С помощью термомеханического расчёта [1...4] или экспертно по аналогии с подобными топливными циклами определяются максимальное отклонение единичного зазора и максимальное отклонение суммарного смежного зазора между ТВС. Расчёты делаются для нескольких моментов кампании и из них выбираются наибольшие отклонения.

С помощью программы МСИ [5] рассчитывается влияние величины зазора на энерговыделение твэлов в небольшой части активной зоны (7...19 ТВС). Расчёты по МСИ проводятся для свежего топлива максимального обогащения при нулевой концентрации борной кислоты и без учёта обратных связей. Полученный коэффициент чувствительности энерговыделения к отклонению зазора умножается на максимальную величину отклонения зазора и находится определяющее вклад в коэффициент запаса отклонение энерговыделения, обусловленное зазором, $\Delta^G q_l / q_l$.

Сегодня в проектах ВВЭР-1000 для центрального твэла периферийного ряда используется зависимость

$$(\Delta q_l/q_l)\Delta h = 0,031\,\Delta h\,,\tag{1}$$

где Δh – величина отклонения единичного зазора в миллиметрах.

Для углового твэла

 $(\Delta q_l/q_l)\Delta(h_1+h_2) = 0.022\Delta(h_1+h_2),$ (2)

где $\Delta(h_1 + h_2)$ – величина отклонения суммарного смежного двойного зазора в мм.

Далее обсуждается правомерность такого подхода и намечаются пути его корректировки с целью более адекватного рассмотрения явления и в конечном итоге путь к уменьшению неоправданного консерватизма.

Для реакторов типа BBЭP-1000 применяются две конструкции ТВС: ОКБ "ГИД-РОПРЕСС" и ОКБМ им. Африкантова. Эти конструкции характеризуются некоторым отличием в распределении потвэльного энерговыделения, но относительные отклонения энерговыделения, связанные с изменением межкассетных зазоров, близки для обоих типов ТВС и практически могут быть принятыми одинаковыми. В этой статье все численные результаты получены путём рассмотрения ТВС-2М конструкции ОКБ "ГИДРОПРЕСС".

3. Для лучшего понимания проблемы совершим небольшой экскурс в историю формирования представлений о способах учёта отклонений зазоров.

Первые расчёты выполнялись сразу же после появления информации об изменении формы ТВС.

Как только был оценён максимальный зазор, рассчитана модель активной зоны, где все зазоры между всеми ТВС были увеличены до максимальных величин. При консервативных предположениях об обогащении топлива, его выгорании, содержании бора в теплоносителе и без учёта обратных связей относительное изменение энерговыделения в крайнем ряду твэлов составляет величину

$$(\Delta q_l / q_l) \Delta h \cong 0.02 \,\Delta h \,. \tag{3}$$

Такой результат получен при использовании инженерных кодов, основанных на диффузионном приближении. Почти одновременно с этими расчётами с помощью кода MCU выполнены расчёты влияния на энерговыделение изменения величины зазора между двумя ТВС для небольшого фрагмента активной зоны (7...19 ТВС). При тех же консервативных предположениях, что описаны выше, получено

$$(\Delta q_l / q_l) \Delta h \cong 0,03 \,\Delta h \,. \tag{4}$$

Увеличение коэффициентов чувствительности по сравнению с (3) объясняется тем, что наряду с микрополем изменяется и макрополе энерговыделения – увеличивается мощность всей ТВС, примыкающей к зазору.

Этот результат проверялся и уточнялся многими исследователями (например, [6]) для различных конструкций и обогащений ТВС, разных соседних ТВС при варьировании содержания бора в теплоносителе.

Результаты оставались практически на том же уровне и, как уже упомянуто выше, такая чувствительность энерговыделения к величине зазора используется в проектах ВВЭР-1000 в настоящее время.

4. Вместе с тем по мере развития вычислительной техники и совершенствования алгоритмов появилась возможность расчёта бо́льших по объёму фрагментов активной зоны, где моделируется отклонение сразу нескольких зазоров.

В результате расчётов [7, 8] обнаружено, что влияния нескольких зазоров на

энерговыделение интерферируют друг с другом, увеличивая или уменьшая действие одного зазора в зависимости от места положения ТВС и её окружения.

При этом эффект интерференции проявляется тем значительнее, чем больший фрагмент активной зоны является объектом рассмотрения. Следует отметить, что усиление влияния малых отклонений размножающих свойств по мере увеличения размеров реактора отмечалось ещё в [9].

Для иллюстрации этого явления рассмотрим следующую задачу. Сформируем сборки ТВС ВВЭР-1000 обогащением 4,0 % в количестве 19, 61, 127, 163 ТВС.

С помощью кода БИПР-7А определим энерговыделение ТВС для двух случаев:

– все ТВС имеют одинаковые размножающие свойства,

– коэффициенты размножения TBC случайным образом отклонены в пределах ± 0.2 %.

При этом при переходе от меньшего к большему количеству ТВС в сборке вариации коэффициента размножения во внутренней области остаются прежними.

В результате расчётов показано, что одним и те же отклонениям размножающих свойств соответствуют разные отклонения $\Delta q_l/q_l$ в зависимости от положения ТВС и её соседей. Эта разница увеличивается по мере увеличения размера сборки (количества ТВС в сборке). Учёт обратных связей уменьшает амплитуду разброса отклонений энерговыделений. В таблице представлена максимальная разница относительных отклонений энерговыделения ТВС для одних и тех же отклонений размножающих свойств в зависимости от количества ТВС в сборке.

5. Приведенные выше данные обусловливают рассмотрение влияния изменения зазоров для полномасштабной модели активной зоны, причём для уменьшения лишнего консерватизма при решении задачи целесообразен учёт обратных связей по плотности теплоносителя и температуре. Желательно также учитывать выгорание топлива и коррелирующее с ним изменение концентрации борного поглотителя в теплоносителе.

Таблица. Максимальная разница относительных отклонений энерговыделения в ТВС, характерная для одних и тех же отклонений размножающих свойств, в зависимости от общего количества ТВС в сборке

Vанория разиёта	Кол-во ТВС в сборке							
условия расчета	19	61	127	163				
$\Delta q_l/q_l$ без учёта обратных связей, %	3	8	17	24				
$\Delta q_l/q_l$ с учётом обратных связей, %	2,5	7	14	18				

Таким образом, ставится задача корректировки коэффициентов чувствительности, определённых соотношениями (1) и (2), путём рассмотрения полномасштабной модели активной зоны. При этом предлагается учесть влияние обратных связей и исключить двойной учёт изменения макрополя энерговыделения, обусловленного изменением зазоров.

Следует отметить, что, несмотря на отличие в конструкции ТВС и различия в конфигурации топливных загрузок, величины межкассетных зазоров имеют близкие распределения (рис. 1).

Рассмотрим активную зону с параметрами, соответствующими началу работы I

блока Ростовской АЭС, и распределение зазоров, характерных для такого типа загрузок.

Плотность распределения отклонений единичных и двойных смежных зазоров представлена на рис. 2 и 3.

Эти распределения характеризуются:

• максимальным отклонением единичного зазора $\max \Delta(h) = 5,43$ мм;

• максимальным отклонением двойного смежного зазора $\max \Delta(h_1 + h_2) = 9,96$ мм.

Вернёмся к влиянию отклонений зазоров между ТВС на энерговыделение твэлов этих ТВС.

6. С помощью кода MCU выполнены полномасштабные трёхмерные потвэльные расчёты активной зоны. Параметры топлива и теплоносителя соответствуют условиям работы BBЭP-1000 на номинальной мощности.

Критические условия обеспечивались содержанием 6,8 граммов борной кислоты в килограмме теплоносителя. Рассчитывалась активная зона при номинальных зазорах между ТВС и при зазорах с отклонениями, полученными в результате термомеханического моделирования. Каждый расчёт выполнялся с учётом и без учёта обратных связей по плотности и температуре замедлителя и температуре топлива.



Рис. 1. Характерные распределения величин зазоров между ТВС для ВВЭР-1000, полученные при термомеханических расчётах







При расчёте с обратными связями плотность и температура замедлителя изменялись по высоте ТВС, но оставались постоянными по сечению ТВС.

В каждом расчёте полное энерговыделение нормировалось на одну и ту же величину. В результате получены значения линейного энерговыделения q_l по высоте каждого твэла активной зоны. Исследовалось энерговыделение твэлов на уровне середины высоты активной зоны, так как здесь реализуются максимальное отклонение зазоров между ТВС и максимальная энергонапряжённость.

Для каждой серии расчётов получены относительные изменения линейного энерговыделения, обусловленные изменением зазоров. Эти относительные изменения линейного энерговыделения рассчитаны для твэлов в центре крайнего ряда и угловых твэлов всех ТВС.

На рис. 4, 5 для указанных выше расчётов представлены относительные изменения линейного энерговыделения центрального твэла крайнего ряда твэлов ТВС в зависимости от величины отклонения зазора Δh .

На рис. 6 представлена зависимость $\Delta q_l/q_l$ угловых твэлов крайнего ряда ТВС от суммы отклонений величин двух смежных зазоров $\Delta(h_1 + h_2)$, примыкающих к этим твэлам.



Рис. 4. Изменение энерговыделения центрального твэла крайнего ряда твэлов ТВС ($C_{\rm H_{3}BO_{3}} = 6,8$ г/кг без учёта обратных связей)



Рис. 5. Изменение энерговыделения центрального твэла крайнего ряда твэлов ТВС ($C_{\rm H_3BO_3} = 6,8$ г/кг с учётом обратных связей)

7. Анализируя полученные результаты, можно сделать следующие выводы о влиянии изменения зазоров между ТВС на распределение энерговыделения:

 при изменении зазоров меняются не только микрополя энерговыделения внутри прилегающих к зазорам ТВС, но также макрополе энерговыделения;

 влияния отдельных зазоров на энерговыделение интерферируют друг с другом, усиливая или уменьшая всплеск энерговыделения в отдельных твэлах; наличие борной кислоты в теплоносителе при прочих равных условиях уменьшает всплеск энерговыделения;

 учёт обратных связей по температуре и плотности теплоносителя и топлива заметно уменьшает разброс в отклонениях энерговыделения, обусловленных одинаковыми отклонениями зазоров.

Из анализа данных можно получить откорректированные значения коэффициента чувствительности отклонения энерговыделения к величине изменения зазора.



Рис. 6. Изменение энерговыделения углового твэла крайнего ряда твэлов ТВС (*C*_{H₃BO₃} = 6,8 г/кг с учётом обратных связей)

Представляется, что такая зависимость характеризуется прямыми, ограничивающими на рис. 4...6 множества значений $\Delta q_l/q_l$ "сверху". На каждом рисунке приводятся соответствующие формулы. Таким образом, если рассматривать активную зону при номинальных параметрах (плотность теплоносителя, температура теплоносителя и топлива, концентрация борной кислоты) с учётом обратных связей, вместо используемых в настоящее время проекткоэффициентов чувствительности, ных представленных (1) и (2), можно рекомендовать следующие зависимости:

- для единичного зазора

$$(\Delta q_l/q_l)\Delta h = 0,019\Delta h + 0,015;$$
 (5)
– для двойного зазора

 $(\Delta q_l/q_l)\Delta(h_1+h_2) = 0.012\Delta(h_1+h_2) + 0.021.$ (6)

Для уменьшения консерватизма при расчёте инженерных коэффициентов запаса имеются ещё две возможности:

 учесть выгорание твэлов, в которых реализуется дополнительное энерговыделение, обусловленное изменением зазоров.
 Оценки показывают, что в течение кампании этот дополнительный всплеск уменьшается примерно на 20 %;

– исключить <u>двойной учёт</u> изменения макрополя энерговыделения, обусловленного отклонениями зазоров.

Однажды такое изменение учитывается при оценках методических погрешностей расчётных кодов, так как результаты расчётов сравниваются с данными измерений на действующих энергоблоках, где всегда имеют место непроектные зазоры между TBC.

Второй раз учёт изменения макрополя энерговыделения реализуется при MCU расчётах зон с непроектными зазорами.

Если исключить отклонения макрополя энерговыделения при расчётах, формула (5) преобразуется к виду

$$(\Delta q_l/q_l)\Delta h = 0.019\Delta h + 0.009,$$
 (7)

а формула (6) к виду

 $(\Delta q_l/q_l) \Delta (h_1+h_2) = 0,012 \Delta (h_1+h_2) + 0,019, (8)$ что, например, для $\Delta h = 5$ мм позволяет уменьшить получаемое по формуле (1) значение $\Delta q_l/q_l$ с 0,150 до 0,104.

Приведенные выше расчётные данные получены путём исследования влияния трёх конфигураций зазоров между ТВС в ВВЭР-1000. Для уверенного перехода к новым коэффициентам чувствительности необходимо увеличить статистику рассмотренных конфигураций зазоров и вариаций топливных загрузок.

Заключение

Установлено, что в реакторе типа ВВЭР-1000 влияния отклонений размеров зазоров между ТВС на энерговыделение интерферируют друг с другом.

Степень интерференции определяется размером рассматриваемой области, поэтому влияние зазоров необходимо исследовать на полномасштабной модели активной зоны.

Коэффициент чувствительности энерговыделения к величине зазора между ТВС уменьшается при учёте влияния обратных связей по температуре замедлителя и топлива, при учёте выгорания топлива.

Получены предварительные результаты, позволяющие надеяться на уменьшение консерватизма при оценке инженерных коэффициентов запаса ВВЭР-1000 путём более корректного учёта отклонений зазоров между ТВС.

Список литературы

1. Tutnov A., Tutnov An., Alekseev E., Kaida-

lov V., Samoilov O. Simulation Results of Fuel Assembly Caving in the WWER-1000 Reactor Core. Proc. of the Fourth Int. Conf. WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Albena Congress Center, Bulgaria, 2003.

2. Троянов В.М., Лихачёв Ю.И., Фоломе-

ев В.И. Общая постановка исследований термомеханического поведения активной зоны ВВЭР-1000 // Изв. вузов. Ядерная энергетика, 2002, № 2, с. 33–43.

3. Троянов В.М., Лихачёв Ю.И., Фоломе-

ев В.И. Метод расчёта продольно-поперечного изгиба бесчехловой ТВС ВВЭР-1000 при эксплуатационных нагрузках.Там же, с. 44–53.

4. Троянов В.М., Лихачёв Ю.И., Фоломе-

ев **В.И.** Моделирование термомеханического поведения ТВС в составе активной зоны ВВЭР-1000. Там же, № 3, с. 14–18.

5. Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Кулаков А.С., Марин С.В., Новосельцев А.П., Олейник Д.С., Пряничников А.В., Сухино-Хоменко Е.А., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С. Статус МСU-5 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с. 4–23.

6. Пономаренко Г.Л., Воронков А.В., Горо-

хов А.К. Вероятностный метод оценки влияния зазора между ТВС на энерговыделение в активной зоне ВВЭР-1000 // Атомная энергия, 2001, т. 91, вып. 1, с. 8–13.

7. Шишков Л.К., Городков С.С., Микаилов Э.Ф., Сумарокова А.С., Сухино-Хоменко Е.А. Интерференция влияния небольших отклонений размножающих свойств ТВС на распределение энерговыделения в реакторе типа ВВЭР-1000. Межвед. семинар "Нейтроника-2013", Обнинск, 2013.

8. Shishkov L.K., Gorodkov S.S., Mikailov E.F., Sukhino-Homenko E.A, Sumarokova A.S Accounting for impact of FA gap deviations in VVER-1000 to engineering margin factors / Proc. of the twenty-fourth Symposium of AER. Sochi, Oct. 2014, p. 111–128.

9. *Крамеров А.Я., Шевелёв Я.В.* Инженерные расчёты ядерных реакторов. М.: Энергоатомиздат, 1984.

Контактная информация –

Шишков Лев Константинович, нач. лаб., тел. : +7(499)196-63-76,e-mail: Shishkov_LK@nrcki.ru Сумарокова Анна Сергеевна, м. н. с., тел. : +7 (499)196-95-32, e-mail: Sumarokova_AS@nrcki. ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5, с.18-25.

УДК 621.040.59

Анализ неопределённостей физических расчётов ВВЭР по параметрам моделей подготовки малогрупповых констант

В.В. Брюхин, К.Ю. Куракин, М.А. Увакин,

АО ОКБ "ГИДРОПРЕСС", 142103, г. Подольск Московской обл., ул. Орджоникидзе, 21 Поступила в редакцию 13.01.2015 г.

Представлен анализ неопределённости физических расчётов активной зоны ВВЭР для различных сеток опорных значений параметров обратных связей (ПОС). Исследуются разное количество узлов параметрических осей ПОС и различные диапазоны между ними. Оцениваются неопределённости результатов динамических расчётов на примере режима с выбросом органа регулирования СУЗ в рамках модели с граничными условиями на входе и выходе активной зоны.

Ключевые слова: анализ неопределённостей, ВВЭР, ПОС, узлы параметрических осей, режим с выбросом органа регулирования, модель с граничными условиями.

Analysis of the Uncertainties in the Physical Calculations of VVER by the Parameters of the Small-Group Constant Preparation Models. V.V. Bryukhin, K.Yu. Kurakin, M.A. Uvakin, JSC Experimental & Design Organization "GIDROPRESS", 21, Ordzhonikidze St., Podol'sk, Moscow Region, 142103.

The article covers the uncertainty analysis of the physical calculations of VVER reactor core for different meshes of the reference values of the feedback parameters (FBP). Various numbers of the nodes of the parametric axes of FBPs are investigated and different ranges between them. The uncertainties of the dynamic calculations are analyzed using RTS RCCA ejection as an example within the framework of the model with the boundary conditions at the core inlet and outlet.

Key Words: Uncertainty Analysis, VVER, FBP, Nodes of the Parametric Axes, RTS RCCA Ejection, Model with the Boundary Conditions.

Введение

Теплогидравлический расчётный код (РК) КОРСАР/ГП [1], применяемый для проведения сопряжённых нейтронно-физических и теплогидравлических расчётов, относится к кодам улучшенной оценки и предназначен для моделирования режимов нормальной эксплуатации и аварийных режимов реакторных установок (РУ) с ВВЭР. Для расчёта нейтронной кинетики активных зон реакторов типа ВВЭР в трёхмерном приближении в составе КОРСАР/ГП используется программный блок КАРТА [2] с константным обеспечением, подготовленным с применением программного комплекса (ПК) САПФИР_95&RC_ВВЭР [3].

Макроконстанты зависят от выгорания топлива, температур топлива и теплоносителя, концентрации борной кислоты в теплоносителе и наличия органов воздействия на реактивность. Величины, от которых зависят макроконстанты, будем называть параметрами обратной связи. Задание зависимости макроконстант от ПОС в блоке КАРТА осуществляется в виде многомерных таблиц с использованием некоторого фиксированного количества опорных точек, что позволяет поставить вопрос о влиянии выбора этих точек на результаты расчёта.

В данной работе проводится анализ неопределённости физических расчётов активной зоны ВВЭР для различных сеток опорных значений ПОС.

При подготовке малогрупповых констант с помощью ПК САПФИР_95&RC_ ВВЭР исследуются различные количество и значения узлов параметрических осей ПОС. Для выбранной постановки задачи анализируются неопределённости результатов динамических расчётов на примере режима с выбросом органа регулирования (OP) системы управления и защиты (СУЗ) в рамках модели с граничными условиями на входе и выходе из активной зоны.

1. Подготовка библиотек малогрупповых констант

Библиотеки малогрупповых констант создаются программой САПФИР_95 [4]. Для этого сначала выполняется расчёт выгорания ячеек ТВС при параметрах реактора, соответствующих среднеэксплуатационным, затем для выбранных значений энерговыработки проводятся дополнительные расчёты с вариацией параметров (температуры топлива, плотности и температуры теплоносителя, концентрации борной кислоты, отравления). По данным расчётов всех ячеек готовится двоичная библиотека малогрупповых констант, ориентированная на алгоритм расчёта программы RC [5].

Программа RC рассчитывает стациопространственно-энергетическое нарное распределение потока нейтронов и ряд других функционалов в двухгрупповом диффузионном приближении в трёхмерной геометрии. В программе моделируются перегрузки тепловыделяющих сборок (ТВС), обеспечивается получение нейтронно-физических характеристик в объёме проектных расчётов (расчёт выгорания с определением критической концентрации борной кислоты и положения ОР СУЗ, распределение энерговыделения и выгорания по ТВС, расчёт эффективности ОР, эффектов отравления ксеноном и самарием, коэффициентов реактивности).

Полученная САПФИР_95 библиотека малогрупповых констант дополняется данными по выгоранию и отравлению активной зоны, сформированными программой RC, для использования модулем нейтронной кинетики РК КОРСАР/ГП.

2. Постановка задачи

Значения ПОС пересчитываются в теплогидравлических подпрограммах кода КОРСАР/ГП и поступают в программы нейтронно-физического расчёта. Зависимость макроконстант от ПОС реализована на основе многомерных таблиц. Набор ПОС, от которых зависят макроконстанты и по значениям которых строятся таблицы, может быть различным как по составу, так и по количеству.

Многомерную таблицу для каждой макроконстанты можно интерпретировать как определение её значений в узлах параметрической сетки. Макроконстанты для произвольных значений ПОС получаются аппроксимацией узловых значений макроконстант в виде полиномов, которые имеют одинаковый для всех свойств порядок, отличаясь только значениями коэффициентов. Порядок полиномов зависит от количества ПОС, учитываемых в конкретном расчёте.

Поэтому вполне актуальным является требование анализа влияния параметров моделей на результаты расчёта характеристик объекта и проведения вероятностной оценки точности воспроизведения характеристик объекта, важных для обоснования его безопасности. Под объектом в данном случае понимается активная зона ВВЭР, а под параметрами моделей – количество опорных точек и диапазоны между ними в сетке ПОС, заданной для подготовки констант. При этом следует иметь в виду, что действие обратных связей для каждого конкретного динамического режима имеет свою специфику, а это в свою очередь требует решения поставленной задачи для каждого режима в отдельности.

В настоящей работе ставилась задача провести анализ неопределённостей физических характеристик активной зоны РУ ВВЭР в зависимости от заданной сетки ПОС при подготовке малогрупповых констант по ПК САПФИР_95&RC_ВВЭР и оценить возможное влияние этих неопределённостей на результаты расчёта аварийного режима по РК КОРСАР/ГП.

3. Выбор узловых значений ПОС

В качестве топливной загрузки, для которой проводились стационарные нейтронно-физические расчёты и исследовался режим выброса ОР СУЗ, выбран стационарный топливный цикл 4-го блока Ровенской АЭС – проекта внедрения ТВСА-12.

Область применения программы RC – это моделирование режимов нормальной

эксплуатации, нарушений условий нормальной эксплуатации, а также проектных аварий (ПА). Это означает, что библиотека малогрупповых констант должна включать макрохарактеристики среды, подготовленные в значениях ПОС, близких к достигаемым в этих режимах. Макроконстанты используются при решении системы конечноразностных уравнений нахождения потока нейтронов по группам.

Таким образом, энерговыделение в активной зоне реактора – это функция от макроконстант, определённых в узловых значениях сетки ПОС, т.е. корректный расчёт, например, стационарной топливной загрузки в состоянии номинальной мощности подразумевает наличие макроконстант, подготовленных в точках со среднеэксплуатационными значениями температуры топлива, теплоносителя и концентрации борной кислоты.

Поскольку до проведения проектных расчётов невозможно точно определить данные значения, они задаются в рекомендованном интервале и корректируются при имитации работы реактора входящим в состав программы RC теплогидравлическим модулем. При этом, чем большее количество значений по ПОС применялось для описания среднеэксплуатационного состояния, тем точнее будет вычисление макроконстант для межузловых значений ПОС методом квадратичной интерполяции соседних узлов параметрической оси.

Количество используемых узловых значений для каждого из ПОС различно и ограничено некоторым пределом, например, для температуры топлива этот предел равен десяти, а по концентрации борной кислоты четырём. Применение максимального количества узловых значений для каждого из ПОС при подготовке библиотек малогрупповых характеристик бессмысленно, потому что различие В нейтроннофизических характеристиках активной зоны, вычисленных с использованием таких библиотек, незначительно (менее 0,25 % [6]), а время расчёта возрастает прямо пропорционально.

Для моделирования различных режи-

мов по программе RC следует подготовить библиотеку малогрупповых констант с применением "оптимальной" сетки опорных значений ПОС, такой чтобы нейтронно-физические характеристики, служащие исходными данными анализов безопасности, были наиболее консервативны.

Задача создания "оптимальной" сетки ПОС по сути сводится к проведению анализа чувствительности нейтронно-физических характеристик, используемых в анализах безопасности, от макроконстант, записанных в разных узловых значениях параметрической оси.

4. Описание переходного процесса

Выбор нейтронно-физических характеристик, для которых будет проводиться анализ чувствительности к значениям и количеству ПОС, зависит от выбранного для анализа динамического режима.

Рассмотрим режим выброса ОР из активной зоны. Данный режим характеризуется введением положительной реактивности в активную зону, что непосредственно приводит к увеличению мощности реактора и представляет угрозу для ядерной безопасности.

Под выбросом регулирующего органа из активной зоны реактора понимается внезапное быстрое перемещение регулирующего органа из опущенного положения в крайнее верхнее положение. Такая аварийная ситуация может возникнуть в результате разрыва чехла механизма перемещения ОР СУЗ по периметру из-за возникающего при этом перепада давления на элементах привода ОР. В результате разрыва чехла начинается истечение теплоносителя в "течь" через сечение, соответствующее эквивалентному диаметру, не превышающему Ду 38 мм (в соответствии с конструкционными особенностями привода).

Выброс регулирующего органа на номинальном и минимальном уровнях мощности приводит к быстрому вводу положительной реактивности и росту мощности РУ.

Постулируется выброс одиночного

наиболее эффективного ОР СУЗ из активной зоны за время, равное 0,1 с, в результате разрыва патрубка СУЗ. Режим характеризуется локальным всплеском мощности в месте выброса ОР СУЗ.

Наиболее тяжёлый случай с точки зрения состояния активной зоны ВВЭР-1000 – это выброс ОР с максимальной проектной эффективностью на номинальном уровне мощности.

Наименее отрицательные коэффициенты реактивности по температуре теплоносителя и топлива, минимальные эффективные доли запаздывающих нейтронов и времена жизни мгновенных нейтронов приводят к наибольшему повышению мощности в данном режиме. Поэтому изменение именно этих нейтронно-физических характеристик следует рассматривать при расчётах с библиотеками малогрупповых констант, подготовленных на различных сетках опорных значений ПОС.

С точки зрения консерватизма расчёт выброса будет проводиться на начало стационарной топливной загрузки на номинальном и минимально контролируемом уровнях (МКУ) мощности.

5. Процедура вариации параметров

Библиотеки малогрупповых констант для определения чувствительности результатов расчёта к сетке ПОС формировались таким образом, чтобы учесть влияние всех возможных комбинаций значений ПОС и их количества. Для этого область изменения ПОС в режимах нормальных условий эксплуатации (НУЭ), нарушения НУЭ (ННУЭ) и ПА разбита на 4 интервала, из которых случайным образом выбирались узловые значения для формирования библиотеки макроконстант, с которой проводились дальнейшие нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты. В табл. 1 приведены нижняя и верхняя границы интервалов для каждого из параметров.

Границы первого интервала сформированы для выбора значений теплофизических параметров при работе реактора ниже номинальной мощности, границы второго интервала – для выбора этих же параметров при работе реактора на номинальной мощности, третий и четвёртый интервалы предназначены для выбора значений, которые могут достигаться в режимах ННУЭ и ПА. Минимальные и максимальные значения температур и концентрации борной кислоты (минимальная граница первого интервала, максимальная граница четвёртого интервала) выбирались в соответствии с данными, указанными в паспорте программного средства.

Выбрав случайным образом 4 опорных точки ПОС, используем их при формировании библиотеки малогрупповых характеристик, с которой проводится стационарный нейтронно-физический расчёт по программе RC, для получения полей энерговыделения и выгорания, которые наряду с подготовленной библиотекой применяются РК КОРСАР/ГП при расчёте переходного режима выброса ОР СУЗ из активной зоны. Данная процедура (от создания библиотеки до проведения расчётов по РК КОРСАР/ГП) осуществлялась многократно.

Минимальное необходимое число расчётов находилось по формуле Уилкса

$$[1-\beta^n - n(1-\beta)\beta^{n-1}] \ge \gamma, \qquad (1)$$

где γ – достоверность анализа; β – заданное значение доверительной вероятности (т.е. вероятности того, что истинное значение параметра лежит в интервале, образованном минимальным и максимальным значениями); n – минимальное число расчётов,

	Номер узла параметрической оси											
ПОС		1		2		3	4					
	min	max	min	max	min	max	min	max				
Температура топлива T _{fuel} , К		555	556	900	901	1 586	1 587	2 273				
Температура теплоносителя Т _{н20} , К		555	556	586	587	604	605	620				
Концентрация борной кислоты $C_{\rm B}$, г/кг		0	0,40	1,40	1,41	2,8						

Таблица 1. Интервалы выбора значений ПОС

которое необходимо произвести при заданных параметрах β и γ. Значения доверительной вероятности и достоверности зададим равными 0,95. При таких значениях β и γ согласно формуле Уилкса необходимо провести минимум 93 расчёта.

Увеличение количества узлов параметрической оси производится путём разбиения одного из интервалов табл. 1 пополам. Тем самым вышеописанная процедура расчёта будет осуществляться уже для пяти вновь созданных интервалов. В табл. 2 показаны применяемые интервалы значений ПОС с различным количеством опорных точек. Максимальное количество узловых значений равно восьми и указано в варианте пять (см. табл. 2).

Для каждого из вариантов проделано не менее 93 расчётов, по результатам которых проведен анализ чувствительности нейтронно-физических характеристик к макроконстантам, полученным на сетках ПОС с разными количеством и значениями опорных точек.

По концентрации борной кислоты максимальное количество узлов равно четырём, поэтому сетка опорных значений этого параметра для всех вариантов, кроме первого, построена с максимальным числом узлов.

6. Чувствительность нейтроннофизических характеристик к выбранной сетке ПОС

На рис. с 1 по 7 в виде гистограмм показаны значения анализируемых нейтронно-физических характеристик, таких как эффективность аварийной защиты (АЗ) с учётом застревания наиболее эффективного ОР СУЗ и коэффициенты реактивности по температуре топлива и теплоносителя для различного уровня мощности на начало стационарной топливной загрузки. По горизонтальной оси на графиках отложен номер расчёта с использованием библиотеки малогрупповых констант, сформированных на параметрической сетке ПОС, значения узлов которой получены случайным образом из интервалов табл. 2.

Результаты представлены для вариантов первого и пятого табл. 2, потому что в данных вариантах используется минимальное и максимальное число узлов при формировании параметрических осей. На рис. 7 показана длительность работы стационарной топливной загрузки для расчётов в вариантах 1 и 5. Анализ результатов, представленных на рисунках с первого по шестой, позволяет сделать следующие выводы:

							Ном	ер уз	ла па	раме	триче	еской	оси		7 8 in max min max				
ПОС	Вариант	1			2		3	4	1		5	6		7	7 8 1 max min max				
	r	min	max	min	max	min	max	min	max	min	max	min	max	min	max	mir	1	max	
T _{fuel} , K		373	555	556	900	901	1 586	1 587	2 273										
Т _{Н2О} , К	1	373	555	556	586	587	604	605	620										
$C_{\rm B}$, г/кг		0		0,40	1,40	1,41	2,8												
T _{fuel} , K		373	464	465	555	556	900	901	1 586	1 587	2 273								
Т _{Н2О} , К	2	373	464	465	555	556	586	587	604	605	620								
$C_{ m B}$, г/кг		0		0,40	0,80	0,81	1,40	1,41	2,80										
T _{fuel} , K		373	464	465	555	556	728	729	900	901	1 586	1 587	2 273						
Т _{Н2О} , К	3	373	464	465	555	556	571	572	586	587	604	605	620						
$C_{\rm B}$, г/кг		0		0,40	0,80	0,81	1,40	1,41	2,80										
T _{fuel} , K		373	464	465	555	556	728	729	900	901	1 243	1 244	1 586	5 1 58	2 2	73			
Т _{Н2О} , К	4	373	464	465	555	556	571	572	586	587	595	596	604	605	5 62	20			
$C_{\rm B}$, г/кг		0		0,40	0,80	0,81	1,40	1,41	2,80										
T _{fuel} , K		373	464	465	555	556	728	729	900	901	1 243	1 244	1 586	5 1 58	37 19	30	1 931	2 273	
Т _{Н2О} , К	5	373	464	465	555	556	571	572	586	587	595	596	604	605	5 61	2	613	620	
$C_{\rm B}$, г/кг		0		0,40	0,80	0,81	1,40	1,41	2,80										

Т а б л и ц а 2. Интервалы выбора значений ПОС для разного количества узлов



Рис. 1. Значения максимальной эффективности АЗ с учётом застревания одного наиболее эффективного ОР СУЗ (начало кампании, МКУ мощности)



Рис. 2. Значения максимальной эффективности АЗ с учётом застревания одного наиболее эффективного ОР СУЗ (начало кампании, номинальная мощность)

 результаты нечувствительны к значениям узлов параметрических осей ПОС для каждого из вариантов при условии их выбора из указанных интервалов табл. 2;

 увеличение количества узлов параметрических осей оказывает незначительное влияние на результаты расчёта коэффициентов реактивности по температуре топлива и теплоносителя, а также эффективности A3. Наибольшая разница наблюдается в результатах расчёта на МКУ мощности в начале кампании;

 увеличение количества узлов параметрических осей сказывается при вычислении выгорания и пространственного энергетического распределения при решении стационарной нейтронно-физической задачи;



(начало кампании, МКУ мощности)

 наиболее консервативные результаты достигаются в случае расчётов с библиотеками малогрупповых характеристик с минимальным количеством опорных точек ПОС (вариант 1 табл. 2).

7. Чувствительность приёмочных критериев к выбранной сетке ПОС

Воспользуемся библиотеками малогрупповых характеристик, с которыми проводился стационарный нейтронно-физичес-



(начало кампании, номинальная мощность)

кий расчёт для моделирования по РК КОР-САР/ГП режима выброса стержня СУЗ из активной зоны реактора. На рис. 8 показана использовавшаяся для этого нодализационная схема, включающая в себя реактор с граничными условиями на входе и выходе активной зоны. Расчётная схема данной модели представляет собой составную часть полной контурной схемы, применяемой для расчётов переходных процессов на РУ ВВЭР по коду КОРСАР/ГП. Граничные условия моделируются следующим образом. На входе ко всем каналам подключен элемент "источ-



Рис. 7. Длительность работы стационарной топливной загрузки

ник массы", в котором определены расход, температура и давление среды. Определяющей служит величина расхода, которая задаётся для каждой ТВС отдельно. Выходы всех каналов расчётной модели подключены к элементу типа "граничная ячейка", где заданы давление и температура теплоносителя, соответствующие реальным величинам в установке.

Как уже говорилось выше, модуль нейт-



ронной кинетики КАРТА способен учитывать не более четырёх значений для каждого ПОС, поэтому при анализе режима выброса ОР СУЗ будем использовать библиотеки малогрупповых характеристик, полученные для варианта 1 (табл. 2).

На рис. 9, 10 показаны максимально достигнутые температуры и линейное энерговыделение для расчёта режима выброса ОР СУЗ при использовании библиотек малогрупповых характеристик с количеством узлов параметрических осей, выбранных из интервалов варианта 1 табл. 2.

Очевидно, что значения максимальной температуры топлива не зависят от значений узлов параметрических осей при формировании библиотеки малогрупповых характеристик. Более широким получился коридор возможных максимальных значений для энерговыделения, но этот параметр не является приёмочным критерием для данного анализа безопасности.

Рис. 8. Нодализационная схема, использованная в расчёте режима с выбросом ОР СУЗ



Рис. 10. Максимальные значения линейного энерговыделения

Заключение

В результате анализа с применением методов чувствительности и неопределённости сделан ряд важных выводов и рекомендаций для проведения взаимного нейтронно-физического и теплогидравлического расчётов по ПК САПФИР_95&RC_BBЭР и КОРСАР/ГП.

При формировании сеток ПОС для расчёта макроконстант неопределённость выбора узловых значений из интервалов табл. 2 не приводит к сильному изменению нейтронно-физических характеристик.

Более существенным оказывается чувствительность нейтронно-физических характеристик к количеству узлов параметрических осей, при этом определяющие для режима выброса ОР СУЗ исходные данные не превышают паспортной погрешности, хотя наиболее консервативные результаты с точки зрения анализа безопасности данного переходного процесса выявлены в случае с использованием библиотек малогрупповых характеристик с минимальным количеством опорных точек ПОС.

Расчёты температуры топлива в режимах выброса ОР СУЗ по РК КОРСАР/ГП с разными наборами макроконстант позволили сделать вывод, что библиотеки малогрупповых характеристик, созданные с соблюдением правила выбора значений узлов ПОС из интервалов, границы которых указаны в табл. 1, будут давать разброс значений менее чем 1,5 %.

Список литературы

1. *Программный комплекс КОРСАР/ГП*. Аттестационный паспорт программного средства № 263 от 23.09.2009. Ростехнадзор.

2. Программный блок КАРТА-В2 расчёта нейтронной кинетики в трёхмерном пространственном приближении. ЛКВШ 99.538.00.000-03 13 01. Описание программы. ФГУП "НИТИ им. Александрова", 2006.

3. *Программный комплекс* для нейтронно-физических расчётов реакторов типа ВВЭР САП-ФИР_95&RC_ВВЭР.2. Там же, 2011.

4. *САПФИР_95.1* с библиотекой констант БНАБ-78/С-95. Аттестационный паспорт программного средства № 205 от 15.12.05. Ростехнадзор.

5. *Комплекс программ САПФИР_ВВР95-RС* с библиотекой констант БНАБ-78/С-95. Аттестационный паспорт программного средства № 261 от 23.09.2009. Ростехнадзор.

6. *Bryukhin V.V., Uvakin M.A., Kurakin K.Yu.* Analysis of influence of the uncertainties available when preparing the small-group constants on the VVER neutronic characteristics. Proc. of 23th Symp. of AER on VVER Reactor Physics and Resactor Safety, 29 Sept.-4 Oct. 2013, Strbske Pleso, Slovakia.

Контактная информация –

Брюхин Валерий Владимирович, инж.-конст. 2к., тел.: 8(4967)65-29-09, e-mail: bryuhin@ yandex.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5, с. 26–36.
УДК 621.039.46

Методика разработки эффективных трёхмерных моделей для нейтронно-физического расчёта критического стенда АСТРА с использованием экспериментальной информации

А.Л. Баланин, В.Ф. Бояринов, Е.С. Глушков, А.А. Зимин, Г.В. Компаниец, В.А. Невиница, Н.П. Мороз, П.А. Фомиченко, А.В. Тимошинов, НИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1,

Ю.Н. Волков,

НИЯУ "МИФИ", 115409, Москва, Каширское ш., 31 Поступила в редакцию 12.03.2015 г.

Выполнено обоснование применения экспериментальной информации по измерению аксиальных распределений скоростей реакций деления для создания трёхмерных расчётных моделей критического стенда АСТРА, учитывающих аксиальную асимметрию сборки, моделирующей ВТГР с кольцевой активной зоной. Благодаря наличию нижнего отражателя и отсутствию верхнего использование для расчётов критических сборок стенда АСТРА двумерных моделей, основанных на экспериментально определённом баклинге, невозможно, поэтому предложен альтернативный подход, основанный на применении экстраполированной высоты сборки. Продемонстрировано использование этого подхода для расчётного анализа экспериментов по измерению эффективности органов СУЗ.

Ключевые слова: ВТГР, критический стенд АСТРА, аксиальные распределения скоростей реакций, баклинг, трёхмерные расчётные модели.

Approach to the Development and Justification of Effective 3D Models for Neutron-Physical Calculations of ASTRA Critical Facility with the Use of Experimental Information. A.L. Balanin, V.F. Boyarinov, E.S. Glushkov, P.A. Fomichenko, G.V. Kompaniets, N.P. Moroz, V.A. Nevinitsa, A.A. Zimin, A.V. Timoshinov, NRC "Kurchatov Institute", 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182, Yu.N. Volkov, National Research Nuclear University "MEPhI", 31, Kashirskoe Sh., Moscow, 115409.

The paper presents a technique of the development of 3D effective computational models for calculations of neutron-physical parameters of the ASTRA critical facility (intended for studies of physics of high-temperature reactors) with the use of available experimental information. The effective (extrapolated) height of the critical assembly model with significant difference between the heights of inner and lateral reflectors is determined based on experimental data on axial distributions of ²³⁵U fission rates. Due to the presence of the bottom reflector and the absence of the top reflector in some assembly configurations the traditional approach based on 2D models with an effective buckling value is not applicable. Instead, we developed an approach based on the 3D effective model with the extrapolated height. Several examples of implementation of these models confirmed their successful applicability to computational analysis of experimental data on control rods mockup effectiveness obtained at the ASTRA critical facility.

Key Words: HTGR, ASTRA Critical Facility, Axial Fission Rates Reaction Distribution, Buckling, 3D Model.

Несмотря на то, что современное состояние программного обеспечения и вычислительной техники для нейтронно-физических расчётов позволяет проводить полноценное трёхмерное моделирование, в практике реакторных расчётов (в частности, для целей верификации) в некоторых случаях используются эффективные двумерные модели, в которых высотное измерение учитывается при помощи аксиального баклинга как, например, в работе [1]. Для определения этого параметра, как правило, применяются экспериментальные данные по аксиальным распределениям скоростей реакций деления и захвата.

Практика расчётов экспериментальных конфигураций, собранных на критическом стенде ACTPA для изучения физики высокотемпературных реакторов, показала, что в некоторых случаях более корректным является использование экспериментальной информации по аксиальным распределениям скоростей реакций деления и/или захвата для создания не двумерных эффективных расчётных моделей, а трёхмерных [2].

Экспериментальные исследования на критическом стенде АСТРА охватывают следующий круг вопросов:

 – экспериментальное моделирование полей энерговыделения (измерения распределений скоростей реакций деления);

 измерение эффективности органов
 СУЗ и коэффициентов их интерференции,
 определения градуировочных характеристик органов регулирования;

 измерение параметров нейтронной кинетики;

– экспериментальное моделирование физического пуска реактора.

Моделируемые на критическом стенде реакторы типа ВТГР имеют следующие особенности, влияющие на их нейтроннофизические характеристики:

топливо в виде частиц с многослой ным покрытием, размещённых в графито вой матрице твэлов, — такая конструкция
 приводит к двойной гетерогенности разме щения топлива в активной зоне и требует
 проверки нейтронно-физических расчётов
 по результатам интегральных эксперимен тов с использованием топливных элементов
 этого типа;

– большое отношение высоты активной зоны к её диаметру (H/D = 1,5...3), что приводит к чувствительности высотного энергораспределения к положению регулирующих стержней и необходимости экспериментальных исследований эффективности стержней и их интерференции;

 кольцевая активная зона, характеризующаяся высокой радиальной неравномерностью энергораспределения по активной зоне с наличием максимумов на границах активной зоны с внутренним и боковым графитовыми отражателями и др.

Настоящая работа преследовала двоякую цель: во-первых, обосновать применение экспериментальной информации по измерению аксиальных распределений скоростей реакций деления для создания трёхмерных расчётных моделей; во-вторых, проиллюстрировать использование таких моделей для расчётного анализа экспериментов по измерению эффективности органов СУЗ.

Во многих конфигурациях критической сборки АСТРА высота бокового (БО) и внутреннего (ВО) отражателей существенно отличалась от высоты активной зоны. Это обусловливало методические трудности при расчёте полномасштабной модели конфигурации сборки по программе, использующей диффузионное приближение, даже при подготовке макроконстант физических зон с применением программ, решающих кинетическое уравнение.

При этом использование двумерной модели, в которой третье измерение учитывается при помощи экспериментально определённого аксиального баклинга, не было оправданным в силу асимметрии аксиальной утечки нейтронов: все рассмотренные сборки имели нижний графитовый отражатель высотой 40 см, сильно снижающий утечку нейтронов с нижнего торца активной зоны, в то время как на верхнем торце активной зоны отражатель отсутствовал, а высота БО и ВО существенно превышала высоту активной зоны. Поэтому принято решение определить эффективную добавку к высоте активной зоны, обусловленную влиянием отражателя, и использовать расчётную модель, в которой верхняя граница совпадает с верхней границей шаровой засыпки в активной зоне.

Для определения эффективной высоты активной зоны, учитывающей влияние отражателя, применены экспериментально измеренные распределения скоростей реакции деления 235 U по высоте активной зоны. Эти распределения аппроксимированы функцией вида $y = A\cos(Bx + C)$.

Коэффициенты *A*, *B*, *C* определялись методом наименьших квадратов. В целом процедура определения эффективной добавки во многом аналогична процедуре поиска баклинга (обе опираются на аппроксимацию аксиальной плотности потока нейтронов косинусом), но в отличие от поиска баклинга при аппроксимации косинусом добавлен параметр C, учитывающий влияние нижнего торцевого отражателя (НТО). Применение такого подхода позволило провести расчёты радиальных распределений скоростей реакций деления ²³⁵U в упомянутых критических конфигурациях, однако в предыдущих сериях расчётов не было проведено обоснование такого подхода.

В настоящей работе делается попытка обосновать этот полуэмпирический подход на примере расчёта аксиальных распределений скоростей реакций в конфигурациях 2B, 3B, 6B критической сборки стенда АСТРА, на которой изучалось влияние поглощающих профилирующих элементов (ППЭ), установленных во внешнем отражателе на профиль радиальных распределений скоростей реакций деления, кроме этого измерены аксиальные распределе-

ния, а также выполнен ряд дополнительных экспериментов. Предметом настоящего исследования, однако, являются именно аксиальные распределения. Различие конфигураций состояло в следующем:

 конфигурация 2*B* – сборка без верхнего торцевого отражателя (ВТО) с двумя ППЭ в активной зоне на границе с БО в каналах 48, 52 (см. рис. 1);

- конфигурация 3B - сборка без ВТО с



Рис. 1. Поперечное сечение критической сборки стенда АСТ-РА: АЗ1...АЗ7 – органы аварийной защиты, КО1...КО7 – органы компенсации реактивности, ↑ – позиции ППЭ, ↑ – канал 6, РР – регулирующий орган СУЗ

четырьмя ППЭ в активной зоне в каналах 48, 52, 49, 53 (см. рис. 1);

конфигурация 6*B* – сборка без ВТО с
восемью ППЭ в каналах активной зоны 48, 52, 49, 53, 47, 51, 50, 54 и двумя ППЭ в каналах ВО 33, 45 (см. рис. 1).

Результаты обработки методом наименьших квадратов аксиальных распределений скоростей реакций деления ²³⁵U в экспериментальных каналах 6 конфигураций 2*B*, 3*B*, 6*B* приведены на рис. 2...4.





и соответствующее уравнение регрессии в конфигурации 6В

Эффективная высота активной зоны определялась из решения уравнения $\cos(Bx+C) = 0$.

Для рассмотренных конфигураций 2*B*, 3*B*, 6*B* эффективная высота активной зоны, использованная в расчётах, составила 210,573, 219,21 и 270,416 см, соответственно, при том, что фактические высоты активной зоны при проведении экспериментов составляли величины 188,3, 198,4 и 253,2 см. Следует отметить, что фактическая высота БО и ВО составляла 460 см (с учётом толщины НТО). В эффективной расчётной 3D модели она совпадала с эффективной высотой сборки. Результаты расчётов приведены на рис. 5...7 и в табл. 1...3.

В случае аксиальных распределений нужно отметить, что на верхнем краю активной зоны величина отклонения может достигать 15...20 %, однако следует отметить, что точки измерений, где наблюдаются такие отклонения, располагаются на верхнем краю активной зоны, на границе с воздухом, где абсолютные величины скоростей реакций деления малы сами по себе. Более того, из рис. 5...7 видно, что по абсолютной величине измеренные величины близки к рассчитанным (точнее, практически совпадают с ними).



Рис. 5. Распределение скорости реакции деления ²³⁵U по высоте сборки в конфигурации 2*B* Скорости реакции деления, отн. ед.



Рис. 6. Распределение скорости реакции деления ²³⁵U по высоте сборки в конфигурации 3В

ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5



Рис. 7. Распределение скорости реакции деления ²³⁵U по высоте сборки в конфигурации 6В

единицы) в конфигурации 2В					
Высо-	Экспе-	Расиёт	(P − Э)/Э,		
та, см	римент		%		
6	1,062	0,988	- 6,9		
20	1,105	1,034	- 6,4		
40	1,217	1,167	-4,1		
60	1,299	1,270	- 2,2		
70	1,255	1,297	3,3		
90	1,346	1,296	- 3,7		
120	1,126	1,154	2,4		
140	0,935	0,975	4,3		
160	0,692	0,742	7,3		
170	0,550	0,612	11,3		
180	0.414	0.464	12.2		

Г а б л и ц а 1. Скорости реакции делени	ſЯ
²³⁵ U по высоте канала 6 (относительные	;
единицы) в конфигурации 2В	

Таким образом, в первой части настоящего исследования удалось показать, что эффективные трёхмерные расчётные модели, подготовленные с использованием экспериментальной информации, являются достаточно корректными.

Следующей стадией настоящего исследования является применение обоснованного выше похода для расчётов эффективности макетов органов СУЗ, которое будет проиллюстрировано примерами расчёта эффективности одиночных органов СУЗ, групп из двух, трёх, четырёх и шести органов СУЗ в конфигурациях 1...3 и 5 (в последней из конфигураций модель экстраполированной верхней границы не использовалась, поскольку высоты активной зоны, БО и ВО совпадали).

Таблица2. Скорости реакции деления ²³⁵U по высоте канала 6 (относительные елиницы) в конфигурации 3*В*

ед	единицы) в конфигурации 3В				
Высо-	Экспе-	Расцёт	(P−Э)/Э,		
та, см	римент	1 40 40 1	%		
6	1,163	1,171	0,7		
20	1,241	1,229	- 1,0		
40	1,463	1,395	- 4,7		
70	1,531	1,569	2,5		
90	1,591	1,586	- 0,3		
140	1,178	1,261	7,0		
160	0,926	1,006	8,7		
180	0,614	0,695	13,3		
190	0,464	0,533	14,9		
198	0,415	0,383	- 7,8		

	eginniger) b kongri jpugin ob				
Высо-	Экспе-	Расиёт	(P − Э)/Э,		
та, см	римент		%		
6	1,151	1,099	- 4,5		
20	1,222	1,159	- 5,1		
40	1,337	1,339	0,2		
70	1,576	1,579	0,2		
90	1,669	1,670	0,1		
120	1,631	1,689	3,6		
150	1,515	1,565	3,3		
180	1,223	1,305	6,7		
210	0,834	0,942	13,0		
230	0,575	0,650	13,1		
240	0,405	0,492	21,5		
250	0,359	0,336	- 6,3		

Таблица3. Скорости реакции деления ²³⁵U по высоте канала 6 (относительные елиницы) в конфигурации 6*В*

Основным отличием этой экспериментальной серии от рассмотренной ранее (2*B*, 3*B*, 6*B*) является то, что в этих конфигурациях вместо ППЭ изучалось влияние на радиальные распределения скоростей реакций деления неизвлекаемых поглощающих стержней (НПС), имитирующих органы СУЗ, размещённые в цилиндрических полых каналах ВО [3] (рис. 1).

Конфигурации имеют один и тот же БО (внешний), НТО и ВО и одинаковое поперечное сечение активной зоны. Между собой конфигурации отличаются:

- количеством топливных элементов;
- высотой активной зоны;
- наличием или отсутствием ВТО;

• положением поглощающих стержней (КО, РР, НПС), расположенных внутри сборки.

В табл. 4 даются основные параметры критических сборок, моделирующих особенности реактора ГТ-МГР на стенде АСТ-РА в конфигурациях 1...3, где Z – расстояние по высоте канала от нижней поверхности БО или нижней поверхности НТО до нижнего торца стержня; (\downarrow) – стержень введён; (\uparrow) – стержень полностью выведен (НПС1, НПС2) или находится в крайнем верхнем положении (РР, КО5).

Все стержни АЗ и все остальные стержни КО находятся в крайнем верхнем положении (на верхнем концевом выключателе – ВКВ). Другими словами, экспериментальные конфигурации можно различать по положению органов СУЗ:

- конфигурация 1 без НПС;
- конфигурация 2 с одним НПС в ВО;
- конфигурация 3 с двумя НПС в ВО;
- конфигурация 5 с двумя НПС в ВО,

ВТО, запас реактивности компенсирован при помощи КО5.

Таблица4. Основные параметры
исследованных критических конфигураций
сборок

№ кон- фигу-	Положение поглощающих стержней по высоте <i>Z</i> канала, см ^(a)			
рации	НПС1	НПС2	PP	КО5
1	\uparrow	\uparrow	$178,8 \pm 0,1$	\uparrow
2	\downarrow	\uparrow	$160,5 \pm 0,1$	\uparrow
3	\downarrow	\rightarrow	$225,1 \pm 0,1$	\uparrow
4	\downarrow	\rightarrow	\uparrow	$184,6 \pm 0,1$
5	\downarrow	\rightarrow	\uparrow	93,0±0,1

^(а) – расстояние от нижней кромки НТО

Расчёты эффективности органов СУЗ выполнялись при помощи программы JAR [4], подготовка макроконстант осуществлялась при помощи программы WIMS-D [5...7].

Как показывает сопоставление расчётных и экспериментальных значений эффективности органов СУЗ, в случае конфигурации 1, т.е. при отсутствии НПС в ВО, погрешность расчёта сравнительно невелика и в большинстве случаев не превышает 7...10 % за исключением органа КО6, при расчёте которого имеются дополнительные сложности из-за его конструктивных особенностей (табл. 5...8).

	Таблица 5. Расчёты эффективности					
(одиночных органов СУЗ в конфигурации 1					
	Oppou	Расиёт	Экспери-	(D	C/(C	

Орган	Расчёт,	Экспери-	$(P - \Im)/\Im$,
СУЗ	$\beta_{i\phi}$	мент, $\hat{\beta}_{_{}^{}_{}_{}^{}_{}_{}^{}_{}^{}_{}^{}}$	%
КО1	- 3,03	- 3	0,9
KO2	- 2,52	- 2,82	- 10,6
KO3	- 3,05	- 2,98	2,3
KO4	- 2,57	-2,47	3,9
KO5	- 3,25	- 3,14	3,6
KO6	- 4,10	- 5,46	- 24,9
KO7	- 7,15	-7,14	0,2
PP	- 0,10	- 0,13	- 25,6

двух органов СУЗ в конфинурации т				
Органы	Расчёт,	Экспери-	(P − Э)/Э,	
СУЗ	$\beta_{i\phi}$	мент, $\beta_{3\phi}$	%	
KO1-3	- 7,00	- 6,82	2,6	
KO2-3	- 5,72	-6,19	- 7,5	
KO1-5	- 6,56	- 6,54	0,3	
KO2-5	- 6,56	- 6,73	- 2,5	
KO3-5	- 6,57	- 6,61	- 0,6	
KO4-5	- 5,34	- 5,45	- 2,0	

Таблицаб. Расчёты эффективности двух органов СУЗ в конфигурации 1

Таблица7. Расчёты эффективности трёх органов СУЗ в конфигурации 1

Органы	Расчёт,	Экспери-	(P − Э)/Э,
СУЗ	$\beta_{i\phi}$	мент, $\beta_{}\phi}$	%
КО1-2-5	- 10,19	- 10,32	- 1,3
KO2-3-5	- 10,19	- 10,14	0,5
KO1-2-3	- 9,98	- 10,11	- 1,3

Таблица 8. Расчёты эффективности группы из четырёх и шести органов СУЗ

в конфигурации 1

	A 7 A		
Opposite CV2	Расчёт,	Экспери-	(P − Э)/Э,
Органы СУЗ	$\beta_{2\phi}$	мент, $\beta_{3\phi}$	%
KO1-2-3-5	- 15,32	- 14,99	2,2
KO1-2-3-4-5-PP	- 18,24	- 16,58	10,0

Как видно из табл. 9...12, введение одного органа СУЗ в ВО сборки в конфигурации 2 приводит, за редким исключением, к росту отклонений рассчитанных величин эффективности одиночных органов СУЗ и групп органов СУЗ от экспериментальных до 10...20 %.

Таблица9. Расчёты эффективности

одиночн	одиночных органов СУЗ в конфигурации 2				
Орган	Расчёт,	Экспери-	(P − Э)/Э,		
СУЗ	$\beta_{2\phi}$	мент, $\beta_{3\phi}$	%		
КО1	- 1,56	- 1,82	- 14,0		
KO2	- 3,09	- 3,22	-4,1		
KO3	- 4,77	- 3,99	19,6		
KO4	- 3,44	- 2,91	18,3		
KO5	- 3,05	- 2,94	3,6		
KO6	- 4,79	- 5,73	- 16,3		
KO7	- 6,77	- 6,51	4,0		
PP	- 0,10	- 0,18	-44,2		

Результаты расчётов эффективности органов СУЗ в конфигурации 3 позволяют говорить о том, что введение в ВО второго НПС частично компенсирует перекосы, вызванные первым НПС, и в большинстве случаев снижает величину отклонения рассчитанных величин от экспериментальных до 10...15 %, за исключением сброса группы из 4 или 6 органов СУЗ, а также КО4 (табл. 13...16).

Табл	и ц а 10. Расчёты эффективности
ДВУХ	органов СУЗ в конфигурации 2

двух о					
Органы	Расчёт,	Экспери-	(P – Э)/Э,		
СУЗ	$\beta_{2\phi}$	мент, $\beta_{3\phi}$	%		
KO1-3	-7,14	- 6,41	11,4		
KO2-3	- 8,41	- 7,62	10,4		
KO1-5	-4,71	- 5,1	-7,7		
KO2-5	- 7,15	-7,23	- 1,1		
KO3-5	- 8,25	-7,37	11,9		
KO4-5	- 5,82	- 5,57	4,6		

Т	а блица 11. Расчёты эффективности
	грёх органов СУЗ в конфигурации 2

Органы	Расчёт,	Экспери-	$(P - \Im)/\Im$,
СУЗ	$\beta_{i\phi}$	мент, $\beta_{3\phi}$	%
КО1-2-5	- 8,83	- 9,19	- 3,9
KO2-3-5	- 13,46	- 11,91	13,1
KO1-2-3	- 10,85	- 10,27	5,7

Таблица 12. Расчёты эффективности группы из четырёх и шести органов СУЗ в конфигурации 2

Oppourt CV3	Расчёт,	Экспери-	(P−Э)/Э,
Органы СУЗ	$\beta_{2\phi}$	мент, $\beta_{3\phi}$	%
KO1-2-3-5	- 16,37	- 14,93	9,7
KO1-2-3-4-5-PP	- 20,38	- 17,35	17,5

Таблица 13. Расчёты эффективности одиночных органов СУЗ в конфигурации 3

диночных органов Сээв конфигурации			
Орган	Расчёт,	Экспери-	$(P - \Im)/\Im$,
СУЗ	$\beta_{i\phi}$	мент, $\beta_{3\phi}$	%
КО1	- 2,80	- 2,71	3,5
KO2	- 3,10	- 3,13	- 0,9
KO3	- 2,95	-2,72	8,6
KO4	- 3,32	- 2,79	19,0
KO5	- 4,18	- 3,69	13,2
KO6	- 4,45	- 5,32	- 16,3
KO7	- 4,96	- 5,01	- 0,9
PP	- 0,09	- 0,13	- 30,5

В отличие от предыдущих конфигураций в конфигурации 5 проведены эксперименты по определению критического состояния и измерению эффективности лишь одиночных органов СУЗ.

двух ор	двух органов С 9 5 в конфигурации 5				
Органы	Расчёт,	Экспери-	(P − Э)/Э,		
СУЗ	$\beta_{i\phi}$	мент, $\beta_{}\phi}$	%		
KO1-3	- 6,66	- 6,14	8,5		
KO2-3	- 6,34	- 6,24	1,7		
KO1-5	- 7,47	- 6,84	9,3		
KO2-5	- 9,18	- 8,09	13,4		
KO3-5	- 7,16	- 6,68	7,3		
KO4-5	- 6,36	- 5,81	9,6		

Таблица 14. Расчёты эффективности

Таблица 15. Расчёты эффективности

трех органов Суз в конфигурации з				
Органы	Расчёт,	Экспери-	(P – Э)/Э,	
СУЗ	$\beta_{i\phi}$	мент, $\beta_{3\phi}$	%	
КО1-2-5	- 12,78	- 11,38	12,3	
KO2-3-5	- 12,95	- 11,51	12,5	
KO1-2-3	- 10,04	- 9,85	2,0	

Таблица 16. Расчёты эффективности группы из четырёх и шести органов СУЗ в конфигурации 3

b konpin ypadin 5					
Opposite CV2	Расчёт,	Экспери-	(P − Э)/Э,		
Органы СУЗ	$\beta_{i\phi}$	мент, $\beta_{3\phi}$	%		
KO1-2-3-5	- 18,36	- 15,6	17,7		
KO1-2-3-4-5-PP	- 22,26	- 18,14	22,7		

В основном исходном состоянии сборки стержень КО5 погружен практически полностью (расстояние от нижней кромки КО5 до верхней кромки нижнего отражателя составляет 53 см), поэтому для измерения его эффективности этот стержень выводился на ВКВ, при этом для компенсации запаса реактивности вводились другие стержни. Эксперимент по определению эффективности стержня КО5 проводился дважды, и каждый раз для компенсации избыточной реактивности вводились разные стержни.

В этой связи имеет смысл условно ввести три подконфигурации сборки:

1) конфигурация 5.0, в которой измерялась эффективность всех стержней СУЗ, кроме КО5;

2) конфигурация 5.1, соответствующая первому критическому состоянию для измерения эффективности КО5; 3) конфигурация 5.2, соответствующая второму критическому состоянию для измерения эффективности КО5.

Измерение эффективности КО5 проводилось в конфигурациях 5.1 и 5.2, которые отличались от основной рабочей конфигурации положением стержней КО1, КО2 и КО5. Поглощающий стержень в обоих случаях КО5 был выведен на ВКВ, но при этом в конфигурации 5.1 нижняя кромка КО1 находилась на расстоянии 261 см от верхней кромки нижнего отражателя, а КО2 был полностью введён, т.е. находился на нижнем концевом выключателе (НКВ). В конфигурации 5.2, напротив, КО1 был полностью введён (т.е. на НКВ), при этом нижняя кромка КО2 находится на расстоянии 224 см от верхней кромки нижнего отражателя.

В конфигурации 5 получено, за исключением КО5, приемлемое согласие с экспериментом (табл. 17 и 18). Результаты расчёта, приведенные в табл. 18, говорят о том, что на точность расчёта эффективности органов СУЗ, а также на результат их измерения существенным образом влияют пространственные эффекты (исходная комбинация погруженных органов СУЗ).

Таблица 17. Расчёты эффективности
олиночных органов CV3 в конфигурации 5

одино шь	June mbix opranob C 9 9 b Konquin ypagini .			
Орган	Расчёт,	Экспери-	(P − Э)/Э,	
СУЗ	$\beta_{2\phi}$	мент, $\beta_{3\phi}$	%	
КО1	- 3,24	- 3,06	6,0	
KO2	- 5,01	- 4,38	14,4	
KO3	- 2,96	- 2,87	3,1	
KO4	- 2,20	- 2,09	5,1	
KO6	- 7,27	- 7,46	- 2,6	
KO7	- 6,74	- 6,2	8,7	
PP	- 0,14	- 0,16	- 11,0	

Таблица 18. Расчёты КО5 в дополнительных подконфигурациях конфигурации 5

Подконфи-	Расчёт,	Экспери-	$(P - \Im)/\Im$,
гурация	$\beta_{9\phi}$	мент, $\hat{\beta}_{3\phi}$	%
5.1	6,09	5,0	21,8
5.2	5,06	4,32	17,0

Заключение

В настоящей работе обосновано применение трёхмерных эффективных расчётных моделей критического стенда АСТРА, сформированных с использованием экспериментальной информации по аксиальным распределениям скоростей реакций деления ²³⁵U; с помощью этих моделей выполнен расчёт эффективности одиночных органов СУЗ, групп из двух, трёх, четырёх и шести органов СУЗ в конфигурации 1...3. Результаты говорят о хорошей точности расчёта.

Для конфигурации без НПС (макетов органов СУЗ) в ВО величина отклонения рассчитанных величин от экспериментальных, как правило, не превышает 5 % за исключением КО2 (10 %), КО6 (25 %), РР (26 %), группы КО2-КОЗ (7,5 %), группы из шести органов СУЗ КО1-КО2-КО3-КО4-КО5-РР. В случае РР величина погрешности 26 % является нормальной с учётом того, что этот орган СУЗ весит примерно всего лишь 0,1 $\beta_{э\phi}$. Стержень КО6 имеет свои конструктивные особенности, влияние которых на точность расчёта его эффективности требует дополнительного анализа.

Введение одного органа СУЗ в ВО сборки приводит за редким исключением к росту отклонений рассчитанных величин эффективности одиночных органов СУЗ и групп органов СУЗ от экспериментальных до 10...20 %.

Результаты расчётов эффективности органов СУЗ в конфигурации З позволяют говорить о том, что введение в ВО второго макета органа СУЗ частично компенсирует перекосы, вызванные первым НПС, и в большинстве случаев снижает величину отклонения рассчитанных величин от экспериментальных до 10...15 % за исключением сброса группы из 4 или 6 органов СУЗ, а также КО4

В конфигурации 5 получено, за исключением КО5, приемлемое согласие с экспериментом. Результаты расчёта, приведенные в табл. 17, говорят о том, что на точность расчёта эффективности органов СУЗ, а также на результат их измерения существенным образом влияют пространственные эффекты (исходная комбинация погруженных органов СУЗ).

В целом полученные значения отклонений для расчётов по инженерным программам WIMS-D, JAR-HTGR лежат в пределах допустимых значений. Это позволяет сделать вывод об адекватности разработанных и адаптированных в проектных расчётах расчётных моделей реактора и его компонентов.

Список литературы

1. *Benchmark* on the VENUS-2 MOX Core Measurements. EA/NSC/DOC(2000)7, OECD/NEA, 2000.

2. Boyarinov V.F., Garin V.P., Glushkov E.S., Zimin A.A., Kompaniets G.V., Nevinitsa V.A., Polyakov D.N., Ponomarev A.S., Ponomarev-Stepnoi N.N., Smirnov O.N., Fomichenko P.A., Chunyaev E.I., Osipov S.L., Sukharev Yu.P. Experimental and Computational Study of Power Distribution Flattening in a Reactor of GT-MHR type at "ASTRA" Critical Facility. Proc. of Int. Conf. on Mathematics, Computational Methods & Reactor Physics (M&C 2009) Saratoga Springs, New York, May 3-7, 2009, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL (2009), paper 201668.

3. Boyarinov V.F., Glushkov E.S., Fomichenko P.A., Kompaniets G.V., Nevinitsa V.A., Smirnov O.N., Polyakov D.N., Zimin A.A. Experimental Data Obtained from ASTRA Critical Facility for Verification of Neutron-Physical Codes Applied in HTGR Design Calculations. Proc. of ICAPP 2011, Nice, France, May 2-5, 2011, paper 11358.

4. Ponomarev-Stepnoi N.N., Glushkov E.S., Kompaniets G.V., Polyakov D.N. Graphite Annular Core Assemblies with Spherical Fuel Elements Containing Coated UO₂ Fuel Particles, Int. Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments. NEA/NSC/DOC/(95)03/, Vol. III, IEU-COMP-THERM 008, (on CD-ROM), Nuclear Energy Agency, OECD, September 2007.

5. *Ярославцева Л.Н.* Комплекс программ JARB для расчёта нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов // ВАНТ. Сер. ФТЯР, 1983. вып. 8 (37), с. 41–43.

6. Askew J.R, Fayers F.J., Kemshell P.B. A General Description of the Lattice Code WIMS, JBWES, Oct. 1966, p. 564.

7. **WIMSD5**, NEA Data Bank Documentation, No. 1507/02, 1996.

8. WLUP – WIMS Library Update. IAEA Final Report of a Coordinated Research Project, 2003.

Контактная информация –

Невиница Владимир Анатольевич, нач. отдела, тел.: 8(499)196-70-16, e-mail: Neviniza_VA@ nrcki.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5, с. 37–46.

УДК 621.039.5

Установка для активных нейтронных анализов содержания делящихся материалов в ТВС ядерных реакторов

А.В. Бушуев, А.Ф. Кожин, Т.Б. Алеева, В.Н. Зубарев, Е.В. Петрова, В.Е. Смирнов, НИЯУ "МИФИ", 115409, Москва, Каширское шоссе, 31 Поступила в редакцию 13.02.2015 г., исправленный вариант – 01.04.2015 г.

Описан активный нейтронный метод измерения остаточной массы ²³⁵U в отработавших ТВС (ОТВС) исследовательского реактора ИРТ МИФИ. Высокая точность определения остаточного содержания ²³⁵U достигается за счёт специальной конструкции измерительного стенда и равномерного облучения нейтронами топлива по всей длине активной части ТВС. Использование AmLi источников нейтронов обеспечивает наилучшее отношение эффект/фон по сравнению с другими типами источников и исключает деление ²³⁸U. Предлагаемый способ перемещения изотопного источника в соответствии с заданным алгоритмом может быть применён в экспериментах, где требуется облучать исследуемый объект равномерным флюенсом.

Ключевые слова: ядерный реактор, выгорание топлива, активный нейтронный метод, изотопный источник нейтронов, флюенс, эффективность регистрации, облучённые TBC, остаточная масса урана.

Setting the Active Neutron Analysis Content Fissile Material in Nuclear Reactor Fuel Assemblies. A.V. Bushuev, A.F. Kozhin, T.B. Aleeva, V.N. Zubarev, E.V. Petrova, V.E. Smirnov, National Research Nuclear University "MEPhI", 31, Kashirskoe Sh., Moscow, 115409.

It is described the active neutron method for measuring residual mass of ²³⁵U in spent fuel assemblies (FA) of the research reactor IRT MEPhI. High accuracy of determining residual content of ²³⁵U is achieved by the special construction of the measuring facility and uniform neutron irradiation of the fuel along the entire length of the active part of the FA. The use of the AmLi neutron sources provides the best value of the effect/background ratio in comparison with other types of isotope neutron sources and eliminates the fission of ²³⁸U. The proposed method of the isotope source movement in accordance with a given algorithm can be applied in experiments where it is required to irradiate the object by uniform fluence.

Key Words: Nuclear Reactor, Fuel Burnup, Active Neutron Method, Isotopic Neutron Source, Fluence, Detection Efficiency, Irradiated FA, the Residual Mass of Uranium.

Введение

Достигнутая глубина выгорания – важная характеристика эффективности использования топлива ядерных реакторов. Остаточное содержание делящихся материалов в топливе необходимо учитывать на всех этапах обращения с ОТВС. Для определения глубины выгорания топлива энергетических реакторов применяют различные методы и измерительные системы [1...4]. Особый случай представляют исследовательские и транспортные реакторы. Их отличают высокое начальное обогащение топлива, меньшие размеры ТВС, нестационарный режим эксплуатации. Для контроля выгорания таких ТВС нужны новые измерительные технологии.

Для определения содержания делящегося материала в исследуемом объекте нередко применяют активный нейтронный метод, подвергая объект нейтронному облучению и регистрируя отклик – ответное излучение.

Делящиеся атомы могут располагаться в образце неравномерно, поэтому для получения правильного результата требуется облучать каждый элемент его объёма одинаковым потоком нейтронов. Это может достигаться путём рационального размещения нескольких изотопных источников нейтронов, различного типа замедлителей, отражателей или поглотителей нейтронов.

В данной работе приведено описание экспериментальной установки для определения остаточного количества ²³⁵U в ОТВС исследовательского реактора, в которой равномерность флюенса обеспечивалась за счёт специально подобранного алгоритма движения источников нейтронов по высоте стенда.

1. Метод измерения

Рассматриваемый метод определения содержания ²³⁵U в ОТВС основан на измерении скорости счёта нейтронов, образующихся в результате реакции деления урана при облучении ТВС нейтронами изотопного источника.

Скорость счёта $N_{\rm f}$ нейтронов вынужденных делений, пропорциональная массе делящихся материалов в ОТВС, определяется как разность между суммарной скоростью счёта N_{Σ} и фоном, создаваемым нейтронами источника ($N_{\rm s}$) и собственным нейтронным излучением (N_0) ОТВС^{*}:

$$N_{\rm f} = N_{\Sigma} - N_{\rm s} - N_0.$$

При измерении суммарной скорости счёта N_{Σ} фон $N_{\rm s}$ нейтронов источника, измеренный в отсутствии ТВС, уменьшается из-за поглощения нейтронов в полости стенда ураном, содержащимся в ТВС. Поскольку данный эффект всегда присутствует как при измерениях с эталонными образцами, так и с ОТВС, нет необходимости рассчитывать его при каждом измерении, так как он автоматически учитывается в градуировочной зависимости.

Процесс определения массы ²³⁵U в ОТВС состоит из следующих этапов:

по результатам измерений с необлучёнными эталонными образцами строится градуировочная зависимость скорости счёта нейтронов вынужденных делений от массы
 ²³⁵U;

– масса ²³⁵U в ОТВС определяется по измеренной скорости счёта нейтронов вынужденных делений и градуировочной зависимости для данного типа ТВС.

2. Конструкция стенда

Для проведения измерений с ОТВС спроектирован и изготовлен измерительный стенд, конструкция которого показана на рис. 1. В состав стенда входят блоки замедлителя нейтронов из полиэтилена размерами 400×400×900 мм, окружённые свинцовой стенкой толщиной 100 мм для защиты детекторов нейтронов и персонала от мощного гамма-излучения облучённых ТВС. На оси стенда имеется полость диаметром 190 мм для размещения измеряемых ТВС.

Для облучения ТВС применялись два AmLi источника мощностью 4,3·10⁴ с⁻¹ каждый. Источники размещались в различных позициях в полости стенда в тонкостенных алюминиевых трубках. Результаты измерений доли нейтронов вынужденных делений с тремя типами источников пока-



Рис. 1. Схема измерительного стенда: 1 – измеряемая ТВС ИРТ 3М, 2 – полость стенда, 3 – AmLi источник нейтронов, 4 – канал для источника нейтронов, 5 – полиэтиленовый замедлитель, 6 – биологическая защита, 7 – ³Не-счётчик нейтронов, 8 – отражатель для ³Не-счётчика

^{*} Собственные нейтроны образуются в результате спонтанного деления изотопов плутония и кюрия и (α, *n*)-реакций на лёгких ядрах. В случае необлучённых ТВС собственное нейтронное излучение практически отсутствует.

Источник	Средняя энергия	Период полу-	Доля нейтронов выну-
нейтронов	нейтронов нейтронов, МэВ		жденных делений, %
²³⁹ Pu-Be	4,5	24 120	11,2
²⁵² Cf	2,14	2,646	13,5
²⁴¹ Am-Li	0,3	433,6	32,4

Таблица. Доля вынужденных делений в необлучённых ТВС при использовании различных источников нейтронов

зали, что наилучший результат достигается при использовании Am-Li источников, испускающих нейтроны со средней энергией 300 кэВ (таблица).

Кроме того, применение PuBe- или 252 Cf-источников, имеющих среднюю энергию нейтронов выше порога деления 238 U ($E_{\rm nop} = 1$ MэB), создаёт проблему, связанную с необходимостью учёта вклада от деления 238 U в полное число вынужденных делений.

В качестве детекторов нейтронов использовались два ³Не-счётчика с длиной активной части 900 мм. ³Не-счётчики установлены за свинцовой защитой в дополнительном замедлителе из оргстекла в плоскости, перпендикулярной к плоскости источников (рис. 1, поз. 7). Такое расположение счётчиков обеспечивало максимальное отношение между скоростями счёта нейтронов вынужденных делений и нейтронов от источников.

Расположение источников и счётчиков нейтронов с двух сторон от измеряемой ТВС ослабляло влияние неравномерного распределения выгорания по радиусу ТВС или недостаточно точного позиционирования ТВС в полости стенда на результаты измерений.

Скорость счёта $N_{\rm f}(h)$ нейтронов вынужденных делений, образующихся при делении ²³⁵U на высоте *h* топливного столба ТВС, можно записать в виде выражения

 $N_{\rm f}(h) \sim {}^{235} {\rm M}_{\rm U}(h) \sigma_{\rm f} \Phi(h) \epsilon(h),$ где ${}^{235} {\rm M}_{\rm U}(h) -$ масса ${}^{235} {\rm U}$ в слое топлива на высоте h; $\sigma_{\rm f}$ – сечение деления ${}^{235} {\rm U}$; $\Phi(h)$ – плотность потока нейтронов на высоте h; $\epsilon(h)$ – эффективность регистрации ${}^{3} {\rm He-}$ счётчиками нейтронов, образующихся в ТВС на высоте h.

Для получения правильного результата измерения массы урана необходимо получать отклик от каждого участка топливной части ТВС, пропорциональный количеству ²³⁵U на этом участке. При этом должны быть выполнены два условия:

 эффективность регистрации нейтронов вынужденных делений от каждого участка топлива ТВС должна быть одинаковой;

 – флюенс нейтронов, которым облучается ТВС во время измерения, должен быть равномерным по всей высоте её топливной части.

Неравномерные флюенс или эффективность регистрации нейтронов приводят к систематической погрешности в определении массы урана. Это связано с тем, что градуировка выполняется необлучёнными образцами с равномерным распределением урана по высоте топливного столба, а распределение урана в ОТВС имеет существенную неоднородность. У ОТВС глубина выгорания в центральной части может быть в 2,5...3 раза выше, чем на её краях. Из-за этого систематическая погрешность результата измерений массы ²³⁵U в такой ТВС может превышать 10 %.

3. Выравнивание эффективности регистрации нейтронов вынужденного деления

В экспериментальной установке использовали ³Не-счётчики, длина рабочей части которых больше длины топливной части измерявшихся ТВС. Это создавало благоприятные условия для получения равномерной эффективности регистрации нейтронов от всех участков топлива.

Распределение эффективности регистрации нейтронов ³Не-счётчиками по высоте определялось по скорости счёта от ²⁵²Cf-источника, перемещаемого по оси полости экспериментального стенда. Спектр нейтронов этого источника достаточно





близок к спектру нейтронов деления ²³⁵U. Из результатов измерений (рис. 2, график 1) видно, что неравномерность эффективности регистрации нейтронов на полной длине топливного столба ТВС (600 мм) составляла около 25 %.

Для выравнивания эффективности регистрации нейтронов поверхность ³Не-счётчиков в их центральной части окружали поглощающими кольцевыми экранами из листового кадмия толщиной 0,5 мм. В результате проведения измерений с несколькими вариантами размещения кадмиевых экранов различной ширины выбран такой, при котором эффективность регистрации нейтронов от каждого участка ТВС стала практически одинаковой (рис. 2, график 2). Максимальное отклонение от среднего значения составило $3,2 \pm 0,5 \%$.

Следует отметить, что применение кадмиевых поглотителей для выравнивания эффективности регистрации нейтронов привело в целом к её уменьшению почти в два раза. Потери в эффективности могут быть скомпенсированы соответствующим увеличением времени измерения.

4. Выравнивание флюенса нейтронов по высоте топливной части ТВС

Чтобы получить равномерный флюенс по высоте ТВС, необходимо иметь равномерную плотность потока нейтронов по высоте полости стенда. Попытки добиться этого с помощью двух AmLi источников, расположенных на расстояниях 200, 400 мм и на торцах стенда, показали, что не удаётся получить равномерное распределение плотности потока нейтронов по высоте стенда в пределах длины топливной части TBC.

При попытке использования большего количества источников возникнет трудность отбора нескольких одинаковых источников нейтронов, мощность которых аттестуется производителем с погрешностью 10%.

Следует заметить, что источники нужно располагать с двух сторон от измеряемой ТВС. В случае расположения источников нейтронов только с одной стороны возникают заметные отклонения результатов измерений даже при небольшом смещении ТВС от оси стенда, что увеличивает неопределённость получаемых результатов.

Для равномерного облучения ТВС нейтронами два AmLi источника перемещали в процессе измерения по высоте стенда (по одному с каждой стороны ТВС). Такой способ перемещения источников создаёт поле нейтронов, эквивалентное применению равномерных линейных источников.

Источники нейтронов, свободно подвешенные на гибких тросах внутри алюминиевых трубок на противоположных сторонах полости стенда, приводились в движение одним шаговым двигателем через редуктор и вал, на который наматывался трос. Расстояние и скорость движения источников задавались числом тактов и периодом их следования на шаговый двигатель специальной программой через плату PCI-8554, установленную на материнскую плату компьютера.

Помещая образец урана, содержащий 35 г ²³⁵U, в нескольких точках по высоте полости стенда, получено распределение счёта нейтронов вынужденных делений, пропорциональное плотности потока нейтронов, при постоянной скорости движения источников (рис. 3, график 1). Как и ожидалось, плотность потока изменялась по высоте из-за утечки нейтронов с торцевых поверхностей, что приводило к существенной неоднородности флюенса. В центре ТВС он был в 1,5 раза выше, чем на краях её топливной части.

Выравнивание флюенса достигнуто путём перемещения источников с неравномерной скоростью. Спад потока нейтронов на краях стенда скомпенсирован увеличением длительности облучения, т.е. источники на краях, где плотность потока меньше, перемещались медленнее.

Всё расстояние, на которое перемещались источники, разбито на двадцать участков по 45 мм. Задавая на каждом из участков скорость перемещения источников пропорционально скорости счёта нейтронов вынужденных делений, получен равномерный флюенс на всей длине топливной части ТВС в пределах погрешности измерений (около 5 %) (рис. 3, график 2).

Экранирование центральной части ³Несчётчиков нейтронов и перемещение источников с переменной скоростью позволили устранить систематические погрешности, обусловленные неравномерным распределением ²³⁵U в ОТВС.

5. Построение градуировочной зависимости

Для определения остаточной массы 235 U в ОТВС необходимо определить зависимость скорости счёта нейтронов вынужденных делений от массы 235 U для измеряемого типа ТВС с помощью набора эталонных образцов разной массы. В качестве эталонных образцов использовали отдельные необлучённые элементы и целые ТВС, в которых масса 235 U известна с высокой точностью из паспортов на изделия. Градуировочная зависимость представлена на рис. 4.

Для повышения точности результатов определения остаточной массы ²³⁵U в ОТВС, отличающихся по составу и обогащению топлива, следует выполнять градуировку для каждого типа измеряемых ТВС.

6. Оценка погрешности определения массы урана в ТВС

Погрешность определения остаточной массы ²³⁵U по предлагаемой методике зависит от нескольких факторов:



Рис. 3. Распределение счёта нейтронов вынужденных делений от точечного образца по высоте стенда: 1 – равномерное движение источников, 2 – неравномерное движение источников

ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5



от массы ²³⁵U для TBC ИРТ-3M (90 % ²³⁵U)

 погрешности масс эталонных ТВС, используемых для построения градуировочной зависимости;

 статистической погрешности скорости счёта нейтронов вынужденных делений;

- вклада от деления ²³⁸U и плутония;

 – погрешности позиционирования ТВС в полости стенда.

Нами для градуировки использовались необлучённые отдельные элементы и целые ТВС ИРТ-3М, масса ²³⁵U в которых известна с погрешностью 0,1 г.

Статистическая погрешность скорости счёта нейтронов вынужденных делений зависит от мощности используемых изотопных источников, мощности собственного нейтронного излучения ОТВС, остаточной массы урана и времени измерения. В описываемых экспериментах за время измерения 600 с для каждой из измеряемых скоростей счёта (N_{Σ} , $N_{\rm s}$ и N_0) статистическая погрешность величины $N_{\rm f}$ составила от 0,5 до 1,2 % для ОТВС с глубиной выгорания от 8 до 55,4 %.

Погрешность измерения остаточной массы урана растёт с увеличением глубины выгорания, так как с уменьшением массы ²³⁵U уменьшается вклад вынужденных делений в суммарную скорость счёта и одновременно увеличивается мощность собственного нейтронного излучения ОТВС. Таким образом, в ТВС с малым выгоранием масса ²³⁵U определяется более точно, чем в ТВС с большой глубиной выгорания.

Использование AmLi источников нейтронов позволяет избежать заметного вклада деления ²³⁸U. Накопление плутония в высокообогащённом топливе также мало. Расчётные оценки показали, что суммарный вклад от деления ²³⁸U и плутония в полное число делений для TBC ИРТ-3M с начальным обогащением 90 % и выгоранием 50 % составлял всего 0,8 %, а для TBC ИРТ-2M (обогащение 36 %) с глубиной выгорания 35 % - 1,8 %.

Используемое оборудование не позволяло выполнять точное позиционирование ОТВС, что увеличивало разброс результатов повторных измерений до 2 %. Проведенные эксперименты показали, что на предлагаемой конструкции стенда можно проводить измерения остаточной массы делящихся материалов ОТВС в диапазоне 125...350 г с погрешностью не более 5 %. Более точное позиционирование ОТВС в полости стенда может уменьшить погрешность измерений до 3 %.

Заключение

Данный метод измерения остаточной массы урана в ОТВС, реализованный для ТВС ИРТ-3М, может быть распространён на ТВС других типов реакторов, имеющих высокообогашённое топливо. например. для ТВС реакторов БН-600 или транспортных. Для проведения измерений с ТВС большей длины, чем ТВС ИРТ-3М, достаточно просто увеличить высоту установки и по-прежнему обходиться двумя источниками нейтронов, задавая необходимое распределение скорости их движения. Предлагаемый метод движения источников по заданному алгоритму может быть применён в экспериментах, где необходимо иметь равномерное распределение флюенса на облучаемых образцах с большими линейными размерами.

Список литературы

1. **Федотов П.И.** Разработка неразрушающих методов анализа состава топлива ядерных реакторов // Атомная энергия, 1999, т. 86, вып. 5, с. 343–348.

2. Дуглас Райлли, Норберт Энсслин, Хейстингс Смит, Сара Крайнер. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов. Пер. с англ. М.: ЗАО "Изд-во Бином", 2000. 3. Bushuev A.V., Kozhin A.F., Doun L.Z., Zubarev V.N., Portnov A.A., Schurovskaya M.V. Non-Destructive Assay of Nuclide Composition in Spent Fuel Assemblies from a Research Reactor by Repeat Irradiation and Gamma-Spectrometric Measurement // J. of Nuclear Materials Management, 2007, vol. XXXV, № 2, p. 12–18.

4. *Бушуев А.В., Кожин А.Ф., Зубарев В.Н., Портнов А.А., Алеева Т.Б.* Разработка методик контроля выгорания и остаточного содержания делящегося материала в отработавших ТВС исследовательских реакторов // Ядерная физика и инжиниринг, 2010, том 1, № 1, с. 39–46.

5. Бушуев А.В., Кожин А.Ф., Глаговский Э.М., Зубарев В.Н., Алеева Т.Б., Петрова Е.В., Руденко В.С., Смирнов В.Е., Малахов М.И. Определение остаточного содержания делящихся материалов в топливе отработавших ТВС с высоким начальным обогащением с помощью активного нейтронного метода // Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 6, с. 342–345.

Контактная информация – Кожин Александр Федотович, с. н. с., тел.: 8 (905)757-60-04, e-mail: alexfkozhin@ yandex.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5. с. 47–53.

УДК 621.039

Измерения эффективности стержней регулирования критсборки стенда РБМК с помощью макета реактиметра РКИ-1

В.Е. Житарев, Г.В. Лебедев, А.Ю. Сергевнин,

НИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1 Поступила в редакцию 01.04.2015 г., уточнённая версия – 01.07.2015 г.

Измерена эффективность стержней регулирования критсборки стенда РБМК в серии экспериментов. Цель измерений – определение характеристик макета реактиметра РКИ-1. Основным назначением реактиметра РКИ-1 служит измерение эффективности стержней регулирования, когда по условиям эксплуатации необходима метрологическая аттестация результатов эксперимента. Осложнения с метрологической аттестацией реактиметров возникают в связи с тем, что обычно требуются расчётные поправки в результаты измерений. При использовании реактиметра РКИ-1 введения расчётных поправок не требуется, результат измерений приводится с указанием обоснованных погрешностей. Метрологическая аттестация результатов измерений реактиметром РКИ-1 в связи с этим упрощается.

Ключевые слова: РБМК, критсборка, эффективность стержней регулирования, реактиметр, поле нейтронов, погрешность.

Measurements of Efficiency of the Control Rods in RBMK Critical Assembly with Using Model of the Reactimeter RKI-1. V.E. Zhitarev, G.V. Lebedev, A.Yu. Sergevnin, NRC "Kurchatov Institute", 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182.

The efficiency of the control rods of the RBMK critical assembly in a series of experiments was measured. Aim of measurements was determination of character of the reactimeter RKI-1 model. The basic purpose of reactimeter RKI-1 is measurement of control rods efficiency, if is necessary metrological certificate of results of experiment. The complications of metrological certificate are arising maybe because of necessity of calculations for corrections of results of measurements. With the using of reactimeter RKI-1 does not be need of the introduction of calculated corrections, the result of measurements is given with the indication of the substantiated errors. The metrological certification of the results of measurements by reactimeter RKI-1 in connection with this would be simplified.

Key Words: RBMK, critical assembly, control rods efficiency, reactimeter, neutron field, error.

Введение

В руководящих документах [1, 2] предусмотрены измерения реактивности реактора реактиметрами и, в частности, эффективности стержней регулирования. На практике обычно реактиметры используют для информации оператора о текущих значениях реактивности вблизи критического состояния реактора. В некоторых случаях реактиметры применяют в регламентных экспериментах по определению эффективности стержней регулирования. Во всех случаях подобные реактиметры предназначены для вычислений значений реактивности по результатам измерений числа нейтронов в реакторе. Алгоритм вычислений реактивности одинаков во всех случаях – единая расчётная формула для

этих вычислений выводится из системы точечных уравнений кинетики [3].

Сведения о текущих значениях реактивности вблизи критического состояния реактора полезны для оператора. Осложнения возникают при использовании этих реактиметров в регламентных экспериментах по определению эффективности стержней регулирования на реакторах АЭС, когда необходимо указать обоснованную экспериментальную погрешность. В руководящем документе [1] в качестве выхода из этих осложнений предлагается вычислять реактивность по сумме показаний множества детекторов, подключённых к реактиметру. Применение множества детекторов является полезной и необходимой процедурой, но недостаточной для решения этой эксплуатационной задачи.

В руководящем документе [2] предлагается ждать в течение некоторого времени, когда показания реактиметра стабилизируются на некотором уровне, принимаемом за истину. Эту рекомендацию следует признать ошибочной. Значений реактивности с указанием обоснованной погрешности таким способом получить невозможно. Радикальным решением этой эксплуатационной задачи для АЭС и других реакторных установок служит использование при измерениях эффективности стержней регулирования специализированного реактиметра РКИ-1.

1. Алгоритм измерений эффективности стержней регулирования реактиметром РКИ-1

Реактивность $\rho(t)$ можно определить как одну из функций по времени, которые входят в систему уравнений кинетики, описывающих баланс полного числа нейтронов в реакторе – функция n(t). Условно называют эту систему уравнений "точечной". Реактиметр, применяемый на современных АЭС, – прибор, предназначенный для вычислений реактивности по результатам измерений значений функции n(t). Рекуррентная формула расчёта реактивности, используемая в этом приборе, является результатом численного решения системы точечных уравнений кинетики. Рассчитывается параметр ρ \$(*t*) = ρ (*t*)/ β _{eff}, где β _{eff} – эффективная доля запаздывающих нейтронов. Эта формула расчёта выводится с учётом известных до опыта начальных условий.

Используют свойство системы точечных уравнений кинетики: допускается подставлять в эти уравнения значения функции n(t), измеренные в относительных единицах, в частности, значения скоростей V(t)счёта экспериментальных детекторов нейтронов – токи ионизационных камер. Это допущение возможно при условии, что коэффициент ε пропорциональности между функциями n(t) и V(t) не будет зависеть от времени в течение всего эксперимента. В качестве допущений принимают также, что время жизни $\ell(t)$ мгновенных нейтронов не зависит от времени.

Принятие этих допущений технически упрощает численное решение системы точечных уравнений кинетики, но, как следствие, рабочая формула расчёта реактивности является приближённой. Измеряют значения функции n(t) дискретно, оптимальный интервал измерений $\Delta t = 1$ с, возможны вариации. В качестве помощника оператору при работе реактора вблизи критических состояний подобные реактиметры полезны и широко применяются. Источники неточности рабочей формулы в том, что значения $\varepsilon(t)$ и $\ell(t)$ изменяются при изменениях пространственно-энергетического распределения нейтронов по объёму реактора (поля нейтронов).

Если использовать эти реактиметры для вычислений по результатам измерений значения функции n(t) до и после сброса стержней регулирования, результат определения реактивности будет различным в зависимости от места расположения экспериментального детектора. Эта характерная погрешность тем больше, чем больше эффективность сброшенных стержней. Отличия результатов измерений эффективности стержней от истинных значений могут достигать ~ 20 % от измеряемой величины.

Расчёт поправок на изменения значений $\epsilon(t)$ и $\ell(t)$ – задача, по сложности сравнимая с вычислениями собственно реактивности, а это, соответственно, усложняет метрологическую аттестацию измерений реактивности. Уместно ставить вопрос о целесообразности применения таких реактиметров для измерений эффективности стержней регулирования реакторов АЭС, поскольку целью эксперимента является, в частности, получение результата с обоснованной погрешностью, на основании которого проверяются результаты расчётов.

В связи с этим предложен новый реактиметр РКИ-1. В нём предусмотрены два режима работы: № 1 – измерения текущих значений реактивности, как и обычными широко распространёнными реактиметрами. Идея измерений в режиме № 2 эффективности стержней регулирования основана на явлении завершения перестройки поля нейтронов по объёму реактора практически одновременно с окончанием возмущения.

Измеряется изменение функции n(t) после останова сброшенных стержней регулирования при неизменном поле нейтронов при постоянных значениях $\varepsilon(t)$ и $\ell(t)$. В связи с этим результат измерений реактивности в режиме № 2 приводится с обоснованной погрешностью, не зависит от места расположения экспериментальных детекторов, не потребуется вносить расчётные поправки на изменения $\varepsilon(t)$ и $\ell(t)$. Процесс измерений эффективности стержней регулирования реактиметром РКИ-1 начинается с выхода реактора в стационарное критическое состояние. Используются показания реактиметра РКИ-1 в режиме № 1. В этом стационарном состоянии реактора измеряется начальная скорость счёта V(0) детекторов, входящих в состав РКИ-1.

Далее начинают эксперимент по измерению эффективности стержней регулирования. Устанавливается общее время эксперимента, равное 180 с (возможны вариации), и с этого момента начинаются измерения скоростей счёта V(t) детекторов во времени с дискретностью $\Delta t = 1$ с. Результаты измерений V(t) записываются в память компьютера, входящего в состав РКИ-1. Далее из критического состояния реактора в момент $T_0 \leq 70$ с сбрасываются стержни регулирования, эффективность которых планируется определить. По окончании измерения V(t) приступают к обработке экспериментальных данных.

В режиме № 1 вычисляют значения реактивности на отрезке времени [0...180] с. Образуется массив {R} чисел Ri (i = = 1...180). Известно, что при прочих равных условиях перемещения стержней регулирования целесообразнее определять по изменениям реактивности во времени, чем по изменениям значений функции V(t). В результате анализа резких изменений текущих значений реактивности Ri определяют моменты времени T_0 до начала движения сброшенных стержней регулирования, момент T_1 начала движения, момент T_2 останова стержней регулирования и соответствующие номера элементов массива {R} по формулам $J_1 = (T_1 - T_0)/\Delta t$, $J_2 = (T_2 - T_0)/\Delta t$. Элемент массива {*R*} в момент T_2 обозначают идентификатором *Rx*. Вычисляются поправочные коэффициенты pi = Ri/Rx, где *i* изменяется целочисленно от 1 до $(J_2 - 1)$. Поправки pi = Ri/Rx далее будут применяться при расчётах калибровочного массива.

Промежуток времени (Т2...Т0) не должен превышать 10 с. Скорости изменений значений функций V(t) после сброса стержней регулирования зависят от эффективности сброшенных стержней. В качестве меры реактивности предложено использовать определённый интеграл от функции V(t) на временном отрезке [Т2...Т2 + 99] с по результатам измерений скоростей счёта каждого детектора. Определённый интеграл рассчитывается от нормированных результатов измерений функции V(t). Нормировать эти результаты целесообразно на весь массив чисел Vi, где Vi – результат измерений функции n(t) в момент $t = i\Delta t$, где i = 1...100. С учётом сказанного мерой реактивности будет безразмерный параметр Sve.

По результатам измерений 100 значений функции n(t) с момента времени T_2 вычисляют параметр *Sve* по формуле:

$$Sve = \sum_{i=1}^{i=100} Vi \left(\sum_{i=1}^{i=100} 1/Vi \right),$$
(1)

где Vi – результат измерений n(t) в течение 100 с после останова стержней регулирования. Чтобы по параметру *Sve* определить искомую реактивность, необходим калибровочный массив чисел.

1.1. Расчёт чисел двумерного калибровочного массива

Элементы калибровочного массива рассчитываются в результате численных решений системы уравнений точечной кинетики относительно функции n(t) при стационарных начальных условиях. Значения реактивности для проведения этих расчётов берутся из таблицы. Числа таблицы (ρ \$) ji^* задают в результате расчётов по формуле: (ρ \$) $ji^* = (\rho$ \$) $j \cdot pi$. Строки этой таблицы рассчитываются по формуле (ρ \$)j = -(0,001 j), j = 1...2 000. В элементы строки вводится поправка pi, где i = 1...110. Поправки piвычисляются по формуле pi = Ri/Rx, где iизменяется от 1 до $(J_2 - 1)$. При $i \ge J_2$ поправки равны 1 (не вводятся).

При значениях чисел (ρ \$)*ji*^{*} в каждой из двух тысяч строк на отрезке времени [0...110] с рассчитывают значения *nj*. Далее рассчитывают значения 2 000 чисел калибровочного массива по формуле $Svj = \sum_{i=1}^{i=100} ni \times \sum_{i=100}^{i=100} ni \times \sum_{i=100}^{i=100} ni \times \sum_{i=100}^{i=100} ni \times ni$

 $\times (\sum_{i=1}^{i=100} 1/ni)$. В эту формулу подставляют

только те значения ni, которые относятся к моментам времени после сброса стержней регулирования. Числа (ρ \$)j и *Svj* являются элементами двумерного калибровочного массива. Далее определяют значение числа j^* , при котором число *Sve* равно числу *Svj*^{*} из калибровочного массива. По номеру j^* определяют искомое значение реактивности (ρ \$) j^* .

2. Описание структуры реактиметра РКИ-1

Структура реактиметра РКИ-1 приведена на рис. 1. Блок БОСК-8 обеспечивает приём импульсно-токовых сигналов от 8ми ионизационных камер ИК1...ИК8, их

обработку и передачу информации в последовательном цифровом коде. Составными частями этого блока являются блоки приёма импульсно-токовых сигналов БАО1... БАО8. Управление БОСК-8 осуществляется с рабочей станции информационной поддержки (РСИП). На рабочей станции отображения (РСО) реактиметра РКИ-1 осуществляются выбор режима 1 или режима 2, сбор и представление графическо-цифровом виде расчётной и измерительной информации.

Связь РСО РКИ-1 и РСИП с БОСК осуществляется через блок управляющего контроллера (БУК) с преобразователями интерфейса (ПИ) RS-485 USB. При измерениях эффективности стержней регулирования на критсборке стенда РБМК в серии экспериментов применялся макет реактиметра РКИ-1. Число нейтронов в критсборке измерялось пятью ионизационными камерами. Алгоритм обработки экспериментальных данных реализован с использованием компьютера ASUS P8H77-MLE.

3. Результаты измерений эффективности стержней КО критсборки РБМК с применением макета реактиметра РКИ-1

На критсборке стенда РБМК [4] в серии экспериментов измерены значения эффективности штатных стержней КО-2, КО-4, КО-7, КО-8. Эти измерения проведены по разработанному для реактиметра РКИ-1 алгоритму с целью приобретения опыта работы по этому алгоритму. Использовался в этих экспериментах макет реактиметра РКИ-1. Стержни КО сбрасывались по одному из крайнего верхнего положения в критическом стационарном состоянии критсборки. На рис. 2...5 приведены результаты измерений реактивности в режиме № 1 макета РКИ-1.

Цифры 1...5 на кривых рис. 2...5 соответствуют номеру ионизационной камеры, при использовании которой получены ис-



Рис. 1. Блок-схема реактиметра РКИ-1

ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5

ходные экспериментальные данные. Данные, приведенные на рис. 2...5, использованы для определения ряда предварительных параметров, необходимых для получения искомого результата. Определены моменты времени: $T_0 = 32$ с до начала движения стержня, $T_1 = 33$ с – начало движения, $T_2 = 35$ с – момент останова стержня. Соответственно $J_1 = 1, J_2 = 3, Rx = R3$.

Вычислены поправочные коэффициенты $p_1 = R1/R3$, $p_2 = R2/R3$. Для вычисления параметра *Sve* применяются значения функции *V*(*t*) на временном отрезке [35...134]. Результаты вычислений поправочных коэффициентов, используемых для создания калибровочного массива, приведены в табл. 1.

Значения поправочных коэффициентов p1 и p2 служат индикаторами, которые указывают, насколько точно определены моменты времени T_1 и T_2 . Из табл. 1 следует, что эти моменты времени определены удовлетворительно в экспериментах со сбросом стержней КО-2, КО-7, КО-8. Однако, в эксперименте со сбросом стержня КО-4 предпочтительнее указать значения $T_1 = 34$ с и $T_2 = 36$ с. В связи с этим и при этих поправленных значениях T_1 и T_2 были обработаны первичные экспериментальные



Рис. 2. Результаты измерений эффективности стержня КО-2 макетом РКИ-1 в режиме № 1 р/β, отн. ед.



Рис. 3. Результаты измерения эффективности стержня КО-4 макетом РКИ-1 в режиме № 1



Рис. 4. Результаты измерения эффективности стержня КО-7 макетом РКИ-1 в режиме № 1



Рис. 5. Результаты измерения эффективности стержня КО-8 макетом РКИ-1 в режиме № 1

данные в эксперименте со сбросом стержня КО-4. Сдвиг моментов времени на 1 с изменил несущественно искомый результат измерения эффективности стержня КО-4 в пределах экспериментальных погрешностей.

В табл. 2 приведены результаты вычислений параметра *Sve* по результатам измерений 100 значений функции V(t) с момента времени $T_2 = 35$ с по формуле (1) и соответствующие значения эффективности р\$ стержней КО, измеренные макетом РКИ-1 в режиме № 2. Анализируя результаты опре-

деления эффективности стержней КО, приведенные в табл. 2, можно видеть, что поставленная цель получения искомых результатов достигнута, результаты экспериментов не зависят от места расположения ИК, нет необходимости вводить расчётные поправки на изменения значений $\varepsilon(t)$ и $\ell(t)$.

Рекомендуемый диапазон измерений реактивности в режиме № 2: 0 > (ρ \$) > – 5. Погрешности измерений эффективности стержней РКИ-1 в режиме № 2 увеличиваются по мере увеличения степени подкритичности реактора, соответственно воз-

Стержень КО-2								
№ИК	1	2	3	4	5			
<i>p</i> 1	0,02	- 0,003	0,02	- 0,02	0,009			
<i>p</i> 2	0,8	0,81	0,8	0,8	0,73			
		Стерже	нь КО-4					
№ИК	1	2	3	4	5			
<i>p</i> 1	- 0,04	0,02	-0,007	- 0,04	0,02			
<i>p</i> 2	0,003	0,02	0,02	- 0,001	0,05			
		Стерже	нь КО-7					
№ИК	1	2	3	4	5			
<i>p</i> 1	0,1	0,11	0,11	0,12	0,12			
<i>p</i> 2	0,8	0,81	0,8	0,8	0,73			
Стержень КО-8								
№ИК	1	2	3	4	5			
<i>p</i> 1	0,06	0,05	0,05	0,05	0,04			
<i>p</i> 2	0,99	0,98	1,0	1,0	0,96			

Таблица1. Поправочные коэффициенты p1 и p2 в экспериментах по сбросу стержней КО-2, КО-4, КО-7, КО-8 с использованием ИК №№ 1...5

Таблица2. Результаты вычислений параметра <i>Sve</i> и искомые значения эффективности ρ\$
стержней в экспериментах по сбросу КО-2, КО-4, КО-7, КО-8 с использованием ИК №№ 15

Стержень КО-2									
№ИК	№ ИК 1 2		3	4	5				
Sve	$13\ 472\pm116$	$13\ 518\pm116$	$13\ 528\pm116$	$13\ 500\pm116$	$13\;481\pm116$				
ρ\$	$0,\!479\pm0,\!017$	$0,\!485 \pm 0,\!0175$	$0,\!487 \pm 0,\!0175$	$0,\!482\pm0,\!017$	$0,\!479 \pm 0,\!0165$				
		Сте	ержень КО-4						
№ИК	1	2	3	4	5				
Sve	$11\ 132\pm105$	$11\ 178\pm106$	$11\ 152\pm106$	$11\ 155\pm106$	$11\ 182\pm106$				
ρ\$	$0,\!184\pm0,\!012$	$0,\!190\pm0.012$	$0,\!187\pm0,\!012$	$0,\!187\pm0,\!012$	$0,\!190\pm0,\!012$				
Sve*	$11\ 105\pm105$	$11\ 147\pm106$	$11\ 127\pm105$	$11\ 131\pm105$	$11\ 148\pm105$				
ρ\$*	$0,\!184\pm0,\!012$	$0,\!189 \pm 0,\!012$	$0,\!187 \pm 0,\!0125$	$0,\!187\pm0,\!012$	$0,\!189\pm0,\!012$				
		Сте	ержень КО-7						
№ ИК	1	2	3	4	5				
Sve	$16\ 668\pm129$	$16\ 583 \pm 129$	$16\ 675\pm129$	$16\ 619\pm129$	$16\ 558 \pm 129$				
ρ\$	$1,\!240\pm0,\!051$	$1,211 \pm 0,050$	$1,\!249 \pm 0,\!052$	$1{,}228\pm0{,}050$	$1,202 \pm 0,050$				
Стержень КО-8									
№ИК	1	2	3	4	5				
Sve	$15\ 589 \pm 125$	$15\ 663\pm 125$	$15\ 748 \pm 125$	15636 ± 125	$15\ 596 \pm 125$				
ρ\$	$0,\!892\pm0.032$	$0,910 \pm 0,033$	$0,935 \pm 0,034$	$0,903 \pm 0,033$	$0,891 \pm 0,032$				

*Sve**и ρ \$* в соответствующих строках таблицы вычислены при значениях $T_1 = 34$ с и $T_2 = 36$ с

растают требования к точности измерений значений функции n(t). При эффективности сброшенных стержней более $5\beta_{eff}$ требования к точности измерений значений функции n(t) могут оказаться невыполнимыми.

В табл. 3 для сведения приведены значения эффективности стержней КО-2, КО-4, КО-7, КО-8 при использовании реактиметра РКИ-1 в стандартном режиме № 1. В качестве показаний реактиметра в этом режиме взяты асимптотические значения на временном отрезке [170...180] с (отсчёт времени с начала измерений токов ИК №№ 1...5 и суммы токов этих камер). Можно сказать, что данные табл. 3 существенно уступают данным табл. 2 в качестве результатов регламентных экспериментов по определению эффективности стержней регулирования.

Стержень КО-2								
№ ИК	1	2	3	4	5	1+2 + 3 + 4 + 5		
ρ\$	0,467	0,474	0,497	0,480	0,470	0,476		
		Сте	ержень	КО-4				
№ ИК	1	2	3	4	5	1+2 + 3 + 4 + 5		
ρ\$	0,189	0,195	0,191	0,191	0,196	0,192		
		Сте	ержень	КО-7				
№ ИК	1	2	3	4	5	1+2 + 3 + 4 + 5		
ρ\$	1,284	1,143	1,185	1,222	1,097	1,188		
		Сте	ержень	КО-8				
№ ИК	1	2	3	4	5	1+2 + 3 + 4 + 5		
ρ\$	0,878	0,852	1,086	0,791	0,825	0,876		

Таблица3. Результаты определения эффективности ρ\$ стержней при использовании реактиметра РКИ-1 в режиме № 1

Заключение

В руководящих документах [1, 2] в процессе эксплуатации реакторов АЭС предписываются проведения регламентных экспериментов по определению эффективности стержней регулирования. Исследуемые стержни сбрасываются из критического или околокритического состояний реакторов. Для вычислений эффективности штатных стержней регулирования в этих экспериментах используются реактиметры.

Соответствующие формулы расчёта выводятся из системы точечных уравнений кинетики и не учитывают изменения поля нейтронов и значений параметра $\ell(t)$ вследствие сброса исследуемых стержней. В связи с этим возникают осложнения при метрологической аттестации этих измерений. При измерениях реактиметром РКИ-1 в режиме № 2 введения расчётных поправок не требуется, результат измерений приводится с указанием обоснованных погрешностей. Метрологическая аттестация результатов измерений реактиметром РКИ-1 в связи с этим упрощается.

Диапазон измерений подкритичности в режиме № 2 ограничен 5_{βeff}. Экспериментальная погрешность измерений будет определена в любых случаях, но при измерениях глубокой подкритичности реактора она может оказаться неприемлемо велика. В руководящем документе [1] предлагается "взвешивать" высокоэффективные стержни регулирования "методом перекомпенсации". Это означает, что возможно эффективность измерять таких стержней по частям, когда удовлетворительны погрешности показаний реактиметра РКИ-1 в режиме № 2. В руководящем документе [2] приводятся примеры измерений эффективностей стержней регулирования при условиях, когда реактиметр РКИ-1 может с успехом применяться в режиме № 2.

Список литературы

1. **РДЭО 0137-2009.** Комплексная методика определения физических и динамических характеристик реакторов РБМК-1000. М.: Росэнергоатом, 2009.

2. *РДЭО 0151–2004.* Методики расчёта нейтронно-физических характеристик по данным физических экспериментов на энергоблоках АЭС с реакторами ВВЭР-1000. Там же, 2005.

3. *Кипин Дж.* Физические основы кинетики ядерных реакторов. Пер. с англ. под ред. К у з - н е ц о в а В.А. М.: Атомиздат, 1967.

4. Житарев В.Е., Качанов В.М., Сергевнин А.Ю., Лебедев Г.В. Измерения эффективности стержней регулирования критсборки стенда РБМК при добросах стержней // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2013, вып. 4, с. 46–54.

Контактная информация – Житарев Валерий Ефимович, в.н.с., тел.: 8(903) 783-93-50, e-mail: vejitarev@yandex.ru.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5, с. 54–61.

УДК 621.039.56

Расчётное моделирование измерений на этапе физического пуска энергоблока № 3 Ростовской АЭС

В.А. Терешонок, Л.В. Кряквин, В.А. Питилимов, С.А. Карпов, АО "ВНИИАЭС", 109507, Москва, ул. Ферганская, 25, В.И. Куликов, АО "АТОМПРОЕКТ", 197183, Санкт-Петербург, ул. Савушкина, 82, Н.М. Жылмаганбетов, О.Ю. Кавун, А.И. Попыкин, Р.А. Шевченко, С.А. Шевченко, ФБУ "НТЦ ЯРБ", 107140, Москва, ул. Малая Красносельская, 2/8, к. 5, Т.В. Семёнова, ФГУП "РФЯЦ-ВНИИЭФ", 607188, г. Саров Нижегородской обл., пр-т Мира, 37 Поступила в редакцию 02.07.2015 г.

Приводятся результаты измерений и расчётного моделирования измерений некоторых параметров реакторной установки, выполненных в процессе физического пуска энергоблока № 3 Ростовской АЭС. К указанным параметрам относятся критическая концентрация борной кислоты и изменение токов ионизационных камер (ИК) в процессе определения эффективности аварийной защиты (АЗ). Представлены результаты определения эффективности АЗ по формуле обратного решения уравнения кинетики (ОРУК) с использованием измеренных токов и токов ИК, полученных в результате расчётного моделирования измерений. Также представлены результаты стационарных расчётов распределения энерговыделения, а также эффективности АЗ и отдельных групп органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ). Расчёты выполнялись с применением нескольких программных средств (ПС), в том числе прецизионных.

Ключевые слова: ВВЭР, Ростовская АЭС, реактивность, ток, ИК, эксперимент, измерение, моделирование, сопоставление, Радуга-7.5, МСNP, TDMCC.

Numerical Simulation of Measurement Performed during the Reactor Physical Startup Tests of Rostov Unit 3. V.A. Tereshonok, L.V. Kryakvin, V.A. Pitilimov, S.A. Karpov, "VNIIAES JSC", 25, Ferganskaya St., Moscow, 109507, V.I. Kulikov, ATOMPROEKT, 82, Savushkin St., Saint Petersburg, 197183, N.M. Zhylmaganbetov, O.Yu. Kavun, A.I. Popykin, R.A. Shevchenko, S.A. Shevchenko, SEC NRS, 2/8 (bld. 5), Malaya Krasnosel'skaya St., Moscow, 107140, T.V. Semyonova, FSUE "RFNC-VNIIEF, 37, Mira Ave, Sarov, Nizhniy Novgorod Region, 607188.

The article represents the results of measurement and numerical simulation of measurement of certain reactor parameters evaluated during physical startup tests of unit 3 of Rostov NPP. The following parameters are considered: critical boron acid concentration and ionization chamber (IC) current during scram-system efficiency evaluation. Scram-system efficiency was calculated using point kinetics inverse equation with measured IC current and with IC current obtained by numerical simulation of measurement. The results of steadystate calculations of relative power distribution, scram-system efficiency, single control rod efficiency and groups of control rods efficiency are also represented. Different codes including precision ones were used for the calculations.

Key Words: VVER, Rostov NPP, Reactivity, Current, IC, Experiment, Measurement, Simulation, Comparison, Raduga-7.5, MCNP, TDMCC.

Введение

Энергоблок № 3 Ростовской АЭС, физический пуск которого состоялся в декабре 2014 г., будет эксплуатироваться в полуторагодичном режиме перегрузок топлива. С учётом этого факта была спроектирована первая загрузка и спланированы эксперименты на этапе физического пуска этого блока. В статье приводятся результаты измерений, выполненных на этом этапе, и расчётов основных нейтронно-физических (НФ) характеристик реакторной установки (РУ) энергоблока № 3 Ростовской АЭС.

1. Исходные данные, методика измерений и расчётов

Особенностью полуторагодичного топливного цикла является использование топлива с обогащением по U^{235} вплоть до 4,9 % и выгорающего поглотителя с увеличенным содержанием гадолиния – до 8 % Gd₂O₃.

В табл. 1 приведены характеристики ТВС, использованных в первой топливной загрузке, на рис. 1 – расположение ТВС в стартовой загрузке активной зоны энергоблока № 3 Ростовской АЭС для сектора симметрии 60°, на рис. 2 – картограмма расположения групп ОР СУЗ (10-я группа – рабочая).

Были выполнены расчёты следующих параметров, которые определялись в процессе физического пуска энергоблока: критической концентрации борной кислоты, токов ИК в процессе сброса АЗ, эффективности АЗ. Кроме того, проведена серия стационарных расчётов, в результате которых получены распределения энерговыделения в ТВС активной зоны, рассчитаны эффективности АЗ и групп ОР СУЗ. Указанные расчёты выполнялись с использованием различных ПС.

Определение эффективности АЗ по результатам измерений проводилось с учётом положений руководящих документов эксплуатирующей организации [1, 2], при этом в тексте статьи используются следующие определения реактивности, рекомендуемые руководством по безопасности Ростехнадзора РБ-074-12 [3]. Измеренная реактивность – это показания реактиметра,



Рис. 1. Компоновка активной зоны для сектора симметрии 60°





Обозначе-	Среднее обогащение	Количество твэлов, шт./ обогащение, ²³⁵ U вес. %		Характеристики топливных элементов с гадолинием (твэгов)		
ние ТВС	топлива, ²³⁵ U вес. %	Тип 1	Тип 2	Кол-во твэгов	Обогащение твэгов, ²³⁵ U вес.%	Содержание Gd ₂ O ₃ , вес. %
U19	1,900	312/1,9	_	_	_	_
U19X6	1,900	306/1,9	—	6	1,9	8
U33W2	3,265	300/3,3	—	12	2,4	8
U36	3,600	312/3,6	—		—	—
U36W2	3,554	300/3,6	—	12	2,4	8
U39	3,915	246/4,0	66/3,6		—	—
U39B6	3,902	240/4,0	66/3,6	6	3,3	5
U39A8	3,883	234/4,0	60/3,6	18	3,3	5

Таблица 1. Характеристики ТВС первой топливной загрузки энергоблока № 3 Ростовской АЭС

ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5

которые представляют собой обработку токов ИК по формуле ОРУК [2, 3]. Реактивность, полученная в результате расчётного моделирования измерения – это реактивность, определённая из расчётного моделирования плотности потока нейтронов в месте расположения ИК по формулам точечной кинетики [3]. Рассчитанная реактивность – реактивность, получаемая в результате стационарных НФ расчётов двух состояний активной зоны РУ.

Измерения плотности потока нейтронов в процессе физического пуска осуществлялись тремя ИК - №№ 4, 14 и 24 (см. рис. 2). С учётом симметрии активной зоны при расчётном моделировании использовались в основном показания камеры № 14.

Методика расчётного моделирования измерения эффективности АЗ подробно описана в работах [4, 5], ниже перечислены основные этапы и особенности этой методики применительно к расчётам энергоблока № 3 Ростовской АЭС. Сначала с помощью ПС совместного нейтронно-теплогидравлического расчёта РАДУГА-7.5 [6] моделировался переходной процесс, обусловленный сбросом АЗ. Время сброса принималось равным 2 с.

Затем на основе полученных распределений энерговыделения с помощью специально рассчитанных по ПС МСNP-4С [7] коэффициентов влияния [4] определялся ток ИК, который полагался пропорциональным плотности потока тепловых нейтронов в месте расположения ИК. Рассчитанный ток ИК обрабатывался по формуле ОРУК, что позволяло вычислить реактивность, которая согласно [3] является реактивностью, полученной в результате расчётного моделирования измерения.

Стационарные расчёты критической концентрации борной кислоты, эффективности АЗ, эффективности групп ОР СУЗ и пространственного распределения энерговыделения в ТВС активной зоны выполнялись с помощью ПС РАДУГА-7.5 и МСNР-4С. Для проверки качества выполненных расчётов в отдельных случаях использовалась программа TDMCC [8], реализующая решение уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло.

При помощи ПС Радуга-7.5 также проводились совместные нейтронно-теплогидравлические расчёты переходных процессов на энергоблоке № 3 Ростовской АЭС, что в свою очередь потребовало подготовки библиотеки НФ констант (сечений) ТВС активной зоны РУ. Библиотека рассчитывалась при помощи ПС LC1000 [9...11], в основе которого лежит ПС WIMSD-5В [12], предназначенное для расчёта разных типов ячеек тепловых реакторов.

Стационарные потвэльные расчёты по ПС МСNP-4С, в результате которых определялись критическая концентрация борной кислоты в теплоносителе, относительное распределение энерговыделения в ТВС, эффективность АЗ и групп ОР СУЗ, сравнивались с результатами стационарных потвэльных расчётов по ПС ТDMCC.

2. Результаты расчётов и измерений

Полученная с помощью ПС LC1000 библиотека диффузионных НФ констант ТВС активной зоны энергоблока № 3 Ростовской АЭС, которая использовалась при проведении расчётов по ПС Радуга-7.5, предварительно верифицировалась путём сопоставления с результатами расчётов по ПС MCNP-4C.

Сравнивались распределения относительных покассетных энерговыделений и концентрации борной кислоты на минимально контролируемом уровне (МКУ) мощности. В табл. 2 представлены критические концентрации борной кислоты, полученные в результате измерений на энергоблоке и расчётов по ПС БИПР-7А [13], Радуга-7.5, МСNР-4С и ТDMCC. Положение рабочей группы - 10 % от верхних концевых выключателей.

Г	аблиц	а 2. Критические концентрации
	борной	кислоты на МКУ мощности

	Экспе- римент	БИПР	Раду- га-7.5	MCNP	TDMCC
С _{н3во3} , г/кг	9,24	9,33	9,35	9,50	9,51

На рис. 3 приведены распределения относительных покассетных энерговыделений, полученных по ПС БИПР, Радуга-7.5, MCNP-4C и TDMCC, для сектора симметрии 60° при опущенной на 10 % рабочей (10-й) группе. На рис. 4 приведены распределения относительных покассетных энерговыделений, полученных по ПС Радуга-



Рис. 3. Распределения относительных покассетных энерговыделений на МКУ, полученных по ПС БИПР, Радуга-7.5, МСNР-4С и ТDMCC



Рис. 4. Распределения относительных покассетных энерговыделений, полученных по ПС Радуга-7.5, МСNР-4С и ТDMCC, при опущенных ОР СУЗ для сектора симметрии 60°

7.5, MCNP-4C и TDMCC, для сектора симметрии 60° при опущенных ОР СУЗ.

Результаты расчётного моделирования сброса АЗ сравнивались с измерениями на энергоблоке № 3 Ростовской АЭС, а также с расчётами по ПС БИПР-7А, Радуга-7.5, МСNР-4С.

В процессе проведения экспериментов выполнены три сброса A3 с застреванием вверху одного ОР СУЗ и без застревания. Во время первого сброса эксперимент с "застреванием" ОР СУЗ не проводился. Эффективность "застрявших" ОР СУЗ определялась в процессе второго и третьего сбросов A3.

В табл. 3 представлены эффективности A3 и застрявшего OP CV3, расположенного в TBC с координатами 02-33 или 02-29, полученные из измерений на энергоблоке и в результате стационарных расчётов по ПС БИПР-7А, Радуга-7.5 и MCNP-4C, а также из расчётного моделирования измерения реактивности. Эффективная доля запаздывающих нейтронов $\beta_{3\phi} = 0,73$ %.

На рис. 5...7 представлены графики изменения тока ИК №№ 4, 14 и 24, построенные по результатам измерений и расчётного моделирования измерения, в процессе сброса АЗ.

На рис. 8...10 представлены графики изменения логарифма тока ИК №№ 4, 14 и 24, построенные по результатам измерений и расчётного моделирования измерения, в процессе сброса АЗ.

На рис. 11 и 12 представлены графики изменения логарифма тока ИК № 14, построенные по результатам измерений и расчётного моделирования измерения, в процессе сброса АЗ при застревании ОР СУЗ, расположенных в ТВС с координатами 02-33 или 02-29.

	БИПР-7А	Экспе- римент	Раду- га-7.5	Моделирова- ние измерения	MCNP-4C	TDMCC
Эффективность АЗ, %	6,5	5,6 ± 0,3	6,1	4,9	5,86,0	6,3
Эффективность застряв- шего ОР СУЗ, %:						
в ТВС 02-33	1,35	$1,06 \pm 0,11$	1,37	1,08	_	1,42
в ТВС 02-29	0,97	$0,91 \pm 0,09$	1,01	0,91	_	0,89

Таблица3. Сравнение результатов измерения, расчёта эффективности АЗ и эффективности "застрявшего" стержня



Рис. 5. График зависимости тока ИК от времени в процессе первого сброса АЗ Ток, отн. ед.







Рис. 7. График зависимости тока ИК от времени в процессе третьего сброса АЗ



Рис. 8. График зависимости логарифма тока ИК от времени в процессе первого сброса АЗ Ток, отн. ед. Время, с







Рис. 10. График зависимости логарифма тока ИК от времени в процессе третьего сброса АЗ

ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5



Рис. 11. График зависимости логарифма тока ИК № 14 от времени в процессе второго сброса АЗ при имитации "застревании" ОР СУЗ в ТВС 02-33





На рис. 13...15 представлены графики зависимости реактивности от времени, полученные по измеренным токам ИК и в результате расчётного моделирования с последующей обработкой по модели ОРУК.

В табл. 4 представлены эффективности отдельных групп ОР СУЗ, полученные в ходе экспериментальных исследований. Там же для сравнения приведены результаты расчётов эффективностей групп ОР СУЗ, полученные по ПС БИПР-7А, Радуга-7.5 и MCNP-4C.







Рис. 14. График зависимости реактивности от времени в процессе второго сброса A3 при имитации "застревании" ОР СУЗ в ТВС 02-33



Рис. 15. График зависимости реактивности от времени в процессе третьего сброса A3 при имитации "застревании" ОР СУЗ в ТВС 02-29

_	Эксперимент	Радуга-7.5	TDMCC	MCNP-4C	БИПР-7А			
	Положение рабочей группы							
Группы	от вер	хнего края	топливн	ого столба	, %			
ОР СУЗ	30	30	30	20	20			
			ρ, %					
1	0,092	0,079	0,09	_	0,11			
2	0,61	0,55	0,53	0,58	0,63			
3	0,61	0,55	0,53	0,58	0,63			
4	0,52	0,47	0.48	0,37	0,55			
5	0,52	0,47	0,47	0,37	0,55			
6	0,95	0,93	0,84	0,98	0,88			
7	0,24	0,20	0,22	0,30	0,27			
8	1,02	0,97	0,96	0,89	0,95			
9	0,92	0,89	0,87	0,67	0,83			
10	0,42	0,32	0,33	0,48	0,46			

Таблица4. Сравнение результатов измерения и расчёта эффективностей отдельных групп ОР СУЗ

Заключение

Рассчитанные по различным ПС, среди которых два прецизионных, критические концентрации борной кислоты первой топливной загрузки на МКУ показали достаточно близкие значения. Различия в концентрациях борной кислоты в расчётах и измерениях составили не более 0,5 г/кг.

Сравнивались результаты расчётов относительного покассетного распределения энерговыделения по ПС Радуга-7.5, МСNP-4С и ТDMCC. ПС Радуга-7.5, основанное на диффузионном приближении, с библиотекой констант, подготовленной по ПС LC 1000, и прецизионные коды МСNP-4С и ТDMCC на основе метода Монте-Карло дают близкие результаты. Отметим, что по ПС МСNP-4С и TDMCC проводились потвэльные расчёты.

Результаты моделирования измерения тока ИК и показаний реактиметра сравнивались с соответствующими измеренными величинами. Значения измеренной эффективности АЗ и эффективности АЗ, полученной из расчётного моделирования измерения, различаются не более чем на 10 %. Эффективности АЗ, полученные из стационарных расчётов по ПС БИПР-7А, Радуга7.5, MCNP-4C и TDMCC, также различаются в пределах 10 %. Имеющиеся определённые расхождения результатов расчётов и измерений, в основном проявляющиеся на больших временах (см. рис. 13...15), требуют дополнительного исследования.

Анализ приведенных в настоящей работе результатов свидетельствует о том, что используемое в ФБУ "НТЦ ЯРБ" ПС Радуга-7.5 с библиотекой диффузионных двухгрупповых констант ТВС, подготовленной по ПС LC1000, обеспечивает приемлемую точность расчётов энерговыделения на МКУ мощности, которая в свою очередь определяет точность расчётов таких важных с точки зрения безопасности характеристик РУ, как эффективности ОР СУЗ и АЗ.

Список литературы

1. *РД ЭО 0150-2004.* Типовые программы и методики проведения физических экспериментов на энергоблоках атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000. М.: Росэнергоатом, 2004. 2. *РД ЭО 0151-2004.* Методика расчёта нейтронно-физических характеристик по данным физических экспериментов на энергоблоках атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000. М.: Росэнергоатом, 2004. 3. *РБ-074-12.* Положение о рекомендациях по сопоставлению рассчитанной и измеренной реактивности при обосновании ядерной безопасности реакторных установок ВВЭР. Руководство по безопасности. М.: Росэнергоатом, 2012.

4. Терешонок В.А., Кряквин Л.В., Питилимов В.А., Степанов В.С., Кавун О.Ю., Попыкин А.И., Шевченко Р.А., Шевченко С.А., Егоров А.Л., Куликов В.И. Сопоставление измеренного и рассчитанного токов ионизационной камеры при измерении эффективности аварийной защиты на этапе физпуска энергоблока № 3 Калининской АЭС // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2010, вып. 3, с. 37–42.

5. *Кавун О.Ю., Попыкин А.И., Шевченко Р.А., Шевченко С.А.* Сопоставление измеренной и рассчитанной реактивности при измерении эффективности аварийной зашиты на этапе физического пуска энергоблока № 3 Калининской АЭС // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 2, с. 16–23.

6. *Кавун О.Ю., Таранов Г.С.* Программный комплекс "РАДУГА" с трёхмерной двухгрупповой моделью активной зоны, моделирующий динамические процессы в РУ ВВЭР, и результаты верификации нейтронно-физического модуля / Сб. трудов семинара "Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчётов ядерных реакторов" (НЕЙТРОНИКА-95), 24-26 октября 1995 г., Обнинск, 1997.

7. *MCNP-4C*. RSIC CCC-200, LANL, New-Mexico, 1994.

8. Семёнова Т.В., Митенкова Е.Ф. Расширение возможностей программы TDMCC для исследования больших слабосвязанных систем. Сб. докладов межвед. XXV семинара "Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики с замкнутым топливным циклом" (Нейтроника-2014). Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2014. 9. Шевченко С.А. Программа LC1000 для расчёта библиотеки малогрупповых констант для реакторов BBЭР на базе программы WIMSD-5В. Сб. докладов межвед. семинара "Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики с замкнутым топливным циклом" (Нейтроника-2006). Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2006.

10. Шевченко С.А. Развитие программы LC 1000 для расчёта библиотеки малогрупповых констант для реакторов ВВЭР на базе программы WIMSD-5B. Сб. докладов межвед. семинара "Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики с замкнутым топливным циклом" (Нейтроника-2007). Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2007.

11. Жылмаганбетов Н.М., Шевченко С.А. Развитие программы подготовки двухгрупповых констант LC1000 для решения нестационарных задач. Сб. докладов межвед. семинара "Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики с замкнутым топливным циклом" (Нейтроника-2013). Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2013.

12. *WIMSD*. A Neutronics Code for Standard Lattice Physics Analysis, NEA 1507/02, Nuclear Energy Agency, June 1997.

13. Аттестационный паспорт программного средства "БИПР-7А (версия 1.5)" от 23.09.2008 № 241. М.: ФБУ "НТЦ ЯРБ", 2008.

Контактная информация –

Жылмаганбетов Нурбол Мухтарович, м. н. с., тел.: (499)753-05-24, e-mail: zhylmaganbetov@ secnrs.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5, с. 62–71.

УДК 621.039.5

Обоснование возможности использования ампульного канала с естественной циркуляцией для внутриреакторных испытаний

Т.А. Осипова, В.А. Узиков, П.С. Палачёв, АО "ГНЦ НИИАР", 433510, г. Димитровград-10 Ульяновской обл., *Р.С. Макин,* Димитровградский инженерно-технологический институт НИЯУ "МИФИ", 433510, г. Димитровград-10 Ульяновской обл., ул. Куйбышева, 294 Поступила в редакцию 03.03.2015 г.

Рассмотрена возможность использования каналов ампульного типа для проведения экспериментов по изучению свойств материалов при облучении. Приведены результаты расчётных и экспериментальных исследований температурных режимов при облучении тонкостенных образцов жаропрочных сплавов в ампульном канале с естественной циркуляцией теплоносителя в отражателе реактора CM-3.

Ключевые слова: канал ампульного типа, естественная циркуляция, реактор СМ-3, теплогидравлический код RELAP5/MOD3.2.

Justification of the Possibility of Using the Ampule Channel with Natural Circulation for in-Pile Tests. T.A. Osipova, V.A. Uzikov, P.S. Palachyov, JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad-10, Ul'yanovsk Region, 433510, R.S. Makin. Branch of National Research Nuclear University "MEPhI" "Dimitrovgrad Engineering Institute of Technology", 294, Kuybyshev St., Dimitrovgrad-10, Ul'yanovsk Region, 433510.

The possibility of using the ampoule channel for experiments to study the properties of materials under irradiation is considered. The results of the calculated and experimental studies of temperature conditions during irradiation of samples of heat-resistant alloy in ampoule channel with natural circulation of the coolant in the reflector of reactor SM-3 are given.

Key Words: Ampoule Channel Type, Natural Circulation, Reactor SM-3, Thermohydraulic Code RE-LAP5/MOD3.2.

Введение

Для проведения материаловедческих исследований при высоких параметрах теплоносителя (рабочее давление до 18,5 МПа, температура 120...300 °C) в реакторе СМ-3 обычно используется высокотемпературная петля ВП-3 [1]. Однако в силу некоторых проблем с обеспечением требуемого водохимического режима целесообразно отказаться от применения петлевого контура и перейти к каналу ампульного типа.

В рамках исследования коррозионного растрескивания под напряжением образцов жаропрочных сплавов при реакторном облучении необходимо обеспечить следующие условия испытаний:

– среда – вода с заданным химическим составом;

- температура 300 °С на образцах;

– отсутствие поверхностного кипения на образцах.

При использовании ампульного канала необходимо предусмотреть возможность регулирования температурного режима в процессе облучения. Для решения поставленной задачи предложена конструкция ампульного канала с естественной циркуляцией (ЕЦ).

1. Схема ампульного канала

Рассматриваемый ампульный канал предназначен для испытания конструкционных материалов в ячейках отражателя реактора СМ-3 в условиях облучения при температуре T ~ 300 °C, давлении P ~ 13...16 МПа и представляет собой конструкцию с двумя стенками и газовым зазором между ними (рис. 1). Объём воды в канале составляет ~ 20 л, что обеспечивает требования по соотношению массы коррозионной среды (воды) к площади поверхности образцов и возможность проводить испытания без существенного изменения состава воды при
длительном облучении [2]. В процессе эксперимента в канале возможна непрерывная замена среды с малым расходом (несколько грамм в секунду) без изменения условий теплообмена.

Схема канала с ЕЦ приведена на рис. 1. Канал состоит из двух герметичных корпусов 1 и 2, разделённых между собой газовым зазором толщиной 1,35 мм. Внешний корпус на уровне обоймы с образцами представляет собой трубу 62×3 мм, а внутренний – 53,3×2,65 мм. Внутри канала располагается разделитель 3 потока в виде трубы 38×1 мм, изготовленный из стали 12X18H10T.

Обойма с образцами на штанге размещается внутри разделителя потока (4, 6). Облучательное устройство (ОУ) включает в себя держатель пеналов, на который устанавливаются 14 пеналов (по 4 образца в каждом), по 2 на одном этаже и блоки радиационных нагревателей. Держатель и пеналы выполнены из стали марки 12X18H10T. Образец представляет собой



Рис. 1. Схема канала с ЕЦ: 1 – внешний корпус; 2 – внутренний корпус; 3 – разделитель; 4 – имитатор обоймы с образцами; 5 – ограничитель потока; 6 – штанга

пластину с размерами: длина – 32 мм, ширина – 5 мм, толщина – 0,27 мм. Все элементы канала выполнены из стали 03X11H10M2.

Теплоотвод от образцов осуществляется за счёт ЕЦ. В центральной части внутри разделителя потока, где более высокий уровень энерговыделения, теплоноситель будет прогреваться сильнее и подниматься вверх, а на периферии, между внутренним корпусом и разделителем, из-за незначительного энерговыделения при малом прогреве теплоносителя будут образовываться нисходящие потоки. Для регулировки температуры теплоносителя в канале в зазоре между внешним и внутренним корпусами канала могут находиться гелий, азот или их смесь. Другим способом регулирования температуры является выбор высоты тракта циркуляции, которая зависит от расположения ограничителя 5 потока между разделителем и штангой, а также боковых отверстий в разделителе. Ограничитель потока имеет 6 отверстий Ø3 мм, которые могут быть открыты или закрыты.

2. Расчётная модель

Нодализационная схема расчётной модели ампульного канала и ОУ для теплогидравлического анализа в коде RELAP5/ MOD3.2 [3] представлена на рис. 2. Для описания процессов теплообмена в расчётной модели применяются следующие тепловые структуры:

– тепловая структура, моделирующая держатель пеналов, образцы, пеналы, хвостовик держателя (Hs050);

– нижний танталовый радиационный нагреватель (Hs053);

– верхний танталовый радиационный нагреватель (Hs054);

- разделитель потока (Hs010);

- штанга (Hs052);

- корпус канала (Hs210, Hs220).

К гидродинамическим структурам, описывающим тракт циркуляции теплоносителя, относятся:

 подъёмный участок контура циркуляции внутри разделителя потока на уровне нижнего нагревателя (p100);



Рис. 2. Нодализационная схема ампульного канала и ОУ

подъёмный участок контура циркуляции внутри разделителя потока на уровне держателя пеналов с образцами, фиктивно разделённый на два потока: центральный, омывающий непосредственно образцы (p103), и периферийный, омывающий пеналы с образцами по внешнему периметру (p102);

 подъёмный участок контура циркуляции внутри разделителя потока на уровне верхнего нагревателя (p105);

 – участок, моделирующий теплоноситель внутри штанги (p107);

 – участок, моделирующий теплоноситель между штангой и разделителем потока (p108);

 – соединение подъёмного и опускного участков (Sj710);

 – кольцевой опускной участок контура циркуляции между разделителем потока и внутренним корпусом (p200);

 – объединение подъёмного и опускного участков в нижней и верхней частях канала (Br001 и Br002);

 – объединение центрального и периферийного участков на входе и выходе обоймы с образцами (Br101 и Br104);

 – подъёмный участок контура циркуляции после верхнего нагревателя (Br106); компенсатор объёма ампульного канала (p250);

внешний поток, омывающий канал (p300);

– граничные условия внешнего потока, омывающего канал (tv298, tv302, tv500).

Расход ЕЦ внутри канала определяется в ходе нестационарного расчёта разогрева теплоносителя под действием тепловыделения в тепловых структурах, находящихся на уровне активной зоны (± 300 мм), а также с учётом перетока тепла через разделитель потока и тепловых потерь через полый корпус канала.

При нестационарном расчёте принято, что энерговыделение в тепловых структурах плавно повышается с нуля до номинальной мощности реактора за 2 000 с. Общая мощность энерговыделения в конструкционных материалах канала, элементах ОУ и в воде составляет ~ 19 кВт после выхода на мощность.

Для поддержания заданного давления в ампульном канале в ходе разогрева теплоносителя смоделирован компенсатор объёма. Гидравлические параметры проходных сечений подъёмного и опускного участков заданы в соответствии с исходной конструкцией элементов ампульного канала и ОУ.

Вследствие невозможности моделирования в RELAP тепловых структур сложной геометрии держатель пеналов, пеналы и образцы заменены эквивалентной цилиндрической структурой с сохранением площади теплоотдающей поверхности. Аналогичным образом смоделированы тепловые структуры верхнего и нижнего нагревательных блоков.

Тепловые структуры штанги, разделителя потока, корпуса канала описаны стандартным образом с использованием цилиндрической геометрии. При этом тепловые структуры штанги и разделителя потока являются однослойными, а корпуса канала – трёхслойной.

В расчётной модели в качестве газового слоя в межкорпусном пространстве задан гелий.

Для учёта лучистого теплообмена в газовом зазоре корпуса канала в RELAP использовалась эффективная теплопроводность газа (таблица), которая рассчитывалась с помощью поправочного коэффициента, полученного из расчёта в программном пакете SolidWorks (модуль FlowSimulation) [4].

Таблица. Эффективная теплопроводность гелиевого слоя

Т, К	$\lambda_{\text{Hes}\phi}, BT/(M \cdot K)$
343	0,177
373	0,189
423	0,217
473	0,229
523	0,248
573	0,270
623	0,293

3. Результаты расчёта

В результате проведенного в коде RE-LAP5/Mod3.2 расчёта ЕЦ при организации теплоотвода от ОУ в ампульном канале получено распределение температуры теплоносителя по высоте канала. Вследствие малой толщины образцов считаем, что температура их поверхности близка к температуре омывающего теплоносителя. Температура теплоносителя в восходящем потоке на уровне обоймы с образцами (рис. 3) линейно возрастает в диапазоне 283...294 °C, а в нисходящем потоке убывает с 280 до 275°C по ходу движения (высота считается от нижнего края разделителя потока).

На рис. 4 приведено распределение скоростей восходящего и нисходящего потоков на уровне обоймы с образцами.



Рис. 3. Распределение температуры теплоносителя в восходящем и нисходящем потоках теплоносителя на уровне обоймы с образцами



и нисходящем потоках теплоносителя на уровне обоймы с образцами

ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5

Наибольшая скорость 0,29 м/с наблюдается на уровне 1-го этажа с пеналами, со 2 по 6й этажи средняя скорость колеблется на уровне 0,27 м/с, на 7-м этаже по мере приближения к пробке происходит торможение потока и скорость снижается до 0,23 м/с. Существенное снижение скорости возникает при расширении проходного сечения при переходе с этажа на этаж.

Из приведенных рисунков видно, что температура теплоносителя, омывающего образцы, составляет порядка 290 ± 7 °C. Изменяя содержание гелия, а как следствие и теплопроводность полости корпуса канала, можно получить необходимые 300 ± 7 °C без поверхностного кипения на элементах ОУ (температура насыщения воды при давлении 13 МПа составляет ~ 330 °C [5]).

4. Результаты эксперимента

Ампульный канал с ОУ загружен в ячейку реактора СМ-3 со средней по высоте плотностью потока быстрых нейтронов $(E > 1 \text{ M}3B) 1,5 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ и выведен в режим испытаний 16.05.2014 г. Ампульный канал оснащён 6-ю термопарами для отслеживания изменений температуры в ходе эксперимента. Схема расположения термопар для ОУ приведена на рис. 5. Термопары Т-1, Т-3 и Т-6 измеряли температуру теплоносителя на уровне пеналов с образцами, термопары Т-2 и Т-4 – температуру теплоносителя на уровне верхнего танталового нагревателя.

График изменения температуры во время выхода реактора на мощность и в течение испытания приведен на рис. 6. Температура на образцах (показания Т-2 и Т-4) на первом этапе испытаний находилась в диапазоне 282...301 °С, температура в верхнем нагревателе по Т-5 – 301...308 °С. Во время выхода реактора на мощность и на начальном этапе испытаний давление гелия в межкорпусном пространстве было 0,4 МПа. Для создания необходимых температур давление гелия снизили до 0,2 МПа. Температура на образцах установилась в диапазоне



Рис. 5. Схема расположения термопар

290...306 °C, температура в верхнем нагревателе держалась в пределах 308...312 °C.

Для проверки возможности понижения температуры на третьем этапе давление гелия постепенно увеличили до 0,4 МПа. Температура на образцах понизилась до 284...296 °C, температура в верхнем нагревателе до 300...303 °C. Давление в канале за всё время проведения методического эксперимента поддерживалось в диапазоне 14...14,5 МПа.

Следует отметить, что при снижении давления гелия в межкорпусном пространстве наблюдается скачкообразное повышение температуры, а при повышении давления гелия процесс изменения температуры носит более инерционный характер. Это можно объяснить тем, что в газовом зазоре может находиться гелий с примесями (например, недостаточно отвакуумирован газовый зазор), при этом гелий – лёгкий газ



и скапливается в верхней части зазора канала. Поэтому при уменьшении давления газа процесс изменения температуры происходит быстрее, чем при увеличении, вследствие того, что процесс распределения гелия по высоте газового зазора занимает некоторое время.

Заключение

В работе расчётным путём показано, что в ампульном канале возможно организовать теплоотвод от образцов при помощи ЕЦ и обеспечить требуемые условия облучения. Достоверность приведенных выводов подтверждена результатами эксперимента.

Список литературы

1. Звир А.И., Святкин М.Н., Петелин А.Л. Опыт эксплуатации высокопоточного исследовательского реактора СМ / Материалы 11-го ежегодного росс. совещания "Безопасность исследовательских ядерных установок": сб. докл., с. 38–44. Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2009.

2. Самсонов Б.В., Цыканов В.А. Реакторные методы материаловедения. М.: Энергоатомиздат, 1991.

3. *RELAP5/MOD3*, Volume 1-7. Codemanual. NUREG/CR-5535 INEL-95/0174, 1995.

4. *Алямовский А.А.* SolidWorks/COSMOSWorks. Инженерный анализ методом конечных элементов. М.: ДМК, 2004.

5. **Чиркин В.С.** Теплофизические свойства материалов ядерной техники: Справочник. М.: Атомиздат, 1968.

Контактная информация –

Осипова Татьяна Андреевна, м. н. с., тел.: моб. 8(964)858-32-64, e-mail: Tosipova89@gmail.com

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5, с. 72–77.

УДК 621.039

О механизме образования преципитатов в сталях корпусов водо-водяных реакторов при нейтронном облучении

П.А. Платонов, А.А. Чернобаева,

НИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1 Поступила в редакцию 16.06.2015 г.

Проведен анализ экспериментальных результатов, полученных при исследовании медно-обогащённых преципитатов и никель-марганцово-кремниевых кластеров, образующихся в сталях корпусов водо-водяных реакторов при нейтронном облучении. На основе этого анализа предложена гипотетическая модель образования кластеров в процессе эволюции каскадной области. Модель предусматривает образование кластеров в две стадии. На первой стадии при кристаллизации каскадной области образуется устойчивый кластер в центре каскадной области, состоящий из вакансий и атомов меди по механизму обратного эффекта Киркендалла; на второй стадии – диффузия атомов Ni, Mn и P с потоком вакансий из матрицы и образование кластера. Размер кластера ограничивается балансом потоков вакансий, входящих в кластер и выходящих из него. Рассмотрена возможность стабилизации атомно-вакансионного кластера за счёт неравномерности распределения атомов Ni, Mn и P, объясняющего зависимость плотности кластеров от содержания этих элементов. Рассмотрена кинетика образования и эволюции кластеров на основе предлагаемой модели. Показано, что падение плотности кластеров и рост их размеров при больших дозах облучения могут быть обусловлены падением пересыщения матрицы вакансиями за счёт высокой плотности дислокационных петель.

Ключевые слова: медно-обогащённые преципитаты, никель-марганец-кремниевые кластеры, каскадная область, вакансии, обратный эффект Киркендалла.

On the Mechanism of Formation of Precipitates in the Steel of Water-Cooled Reactors Vessels under Neutron Irradiation. P.A. Platonov, A.A. Chernobaeva, NRC "Kurchatov Institute", 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182.

Experimental results of a research of copper-enriched precipitates (Cu-precipitates) and nickel-manganese-silicon clusters (Ni-Mn-Si clusters) which are formed in steels of VVER-type reactor pressure vessels under neutron irradiation have been analyzed. On the basis of this analysis, a hypothetical model of cluster formation in the course of cascade region evolution is suggested. The model envisages cluster formation in two stages. At the first stage, in the course of the cascade region crystallization, a stable cluster is formed in the center of the cascade region consisting of vacancies and copper atoms following the mechanism of the inverse Kirkendall effect. At the second stage, diffusion of Ni, Mn and P atoms with a flow of vacancies occurs from the matrix to form a cluster. The size of a cluster is limited by a balance of flows of vacancies entering into the cluster and exiting from it. A possibility of stabilization of atomic-vacancies cluster due to nonuniform distribution of Ni, Mn and P atoms which gives a reason for cluster density dependence on the content of these elements was discussed. Kinetics of cluster formation and evolution on the basis of the offered model is analyzed. It is shown that the cluster density drop and their size increase under high irradiation doses may be caused by a decrease of matrix supersaturation with vacancies resulting from high density of dislocation loops.

Key Words: Copper-Enriched Precipitates, Nickel-Manganese-Silicon Clusters, Cascade Region, Vacancies, Inverse Kirkendall Effect.

Введение

Радиационное охрупчивание корпусов реакторов является одним из основных факторов, ограничивающих срок службы АЭС. В настоящее время ведутся работы по продлению срока службы АЭС, а также по разработке материалов корпусов, обеспечивающих срок их безопасной эксплуатации 60...100 лет. И в том, и в другом случаях необходимо понимание механизма охрупчивания материалов корпусов реакторов, чтобы строить физические модели охрупчивания, обеспечивающие надёжное долгосрочное прогнозирование. Механизм радиационного охрупчивания складывается из двух механизмов: упрочняющего и неупрочняющего [1]. Последний связывают с образованием сегрегаций по границам зёрен и межфазным границам и в понимании этого механизма в последние годы достигнуты определённые успехи [2...4]. Упрочняющий механизм связывают в диапазоне флюенсов, характерных для срока службы реакторов АЭС, главным образом с образованием под облучением субмикроскопических выделений размером 2...3 нм.

За прошедшие 15...20 лет, благодаря развитию таких методов исследования структуры материалов, как электронная микроскопия высокого разрешения, атомная зондовая томография (АЗТ) и др., получены данные о кинетике выделений, их составе, структуре, корреляции с изменением прочностных свойств [5...20]. Однако до сих пор нет единого представления о механизме образования этих субмикроскопических выделений (преципитатов, кластеров).

Преципитаты в корпусных сталях в зависимости от содержания меди образуются двух типов: в сталях с содержанием меди (условно) > 0,1 % образуются так называемые медно-обогащённые (Си-обогащённые) кластеры. В их состав входят и некоторые другие элементы, содержащиеся в твёрдом растворе: Ni, Mn и Si. В сталях, содержание меди в которых < 0,1 %, образуются Ni-Mn-Si-кластеры, в состав которых входит Си в небольшом количестве.

Несмотря на различие в составах, эти кластеры обладают некоторыми общими параметрами:

– очень узкий диапазон распределения размеров: 1...3 нм при среднем размере ~ 2 нм,
– отсутствие роста размеров при умеренных дозах облучения (табл. 1 [13] и рис. 1 [16]),

 – кинетика накопления кластеров обоих типов характеризуется наличием насыщения при достаточно больших дозах с последующим падением объёмной плотности и укрупнением [17, 18].

Таблица 1. Средний размер и плотность
примесных кластеров при различных
флюенсах, измеренные на АЗТ

для стали Споод А				
Φ люенс, 10^{19} н·см ⁻²	Размер,	Плотность,		
<i>E</i> > 0,5 МэВ	HM	10 ²³ м ⁻³		
2,5	3	3		
6,6	3	5		
12	4	9		
16	3	11		

В работе [19] также показан существенный рост Ni-Mn-Si-кластеров при больших дозах (~ 5...10 \cdot 10²⁰ н/см², E > 0,5МэВ), что может вполне определённо говорить о наличии насыщения и последующего спада объёмной плотности Ni-Mn-Si-кластеров с одновременным их укрупнением.

Можно предположить несколько механизмов образования Си-обогащённых и Ni-Mn-Si-кластеров:

 образование кластеров путём сегрегации на дефектах кристаллической решётки;

 гомогенное зарождение из пересыщенного твёрдого раствора в условиях пересыщения вакансиями и радиационно стимулированной диффузии;

- гетерогенное зарождение с участием



Рис. 1. Изменение размера Ni-Si-Mn-кластеров в основном металле и металле сварного шва ВВЭР-1000 в зависимости от флюенса [16]. Пунктирной линией обозначены данные для металла сварного шва, сплошной линией – для основного металла. По оси абсцисс – флюенс быстрых нейтронов с энергией более 0,5 МэВ, по оси ординат – размер кластера

вакансионных кластеров, образующихся в каскадных процессах;

– образование кластеров внутри каскадов.

В настоящее время нет прямых экспериментальных данных, показывающих сегрегацию примесей в матрице на дефектах кристаллической решётки с образованием кластеров, кроме "облаков" на линейных дислокациях. Дислокационные петли, дефекты типа "black dot" существуют и эволюционируют отдельно от кластеров [17, 19] (хотя при обсуждении механизмов образования кластеров будет показано, что процессы их эволюции взаимосвязаны).

Гомогенное зарождение кластеров может быть реализовано при облучении электронами. В работе [13] на двухкомпонентном Fe-Cu сплаве (~ 1,4 ат. % Сu, высокое пересыщение) показано, что при облучении электронами $E \approx 2,5$ МэВ дозой $5,4 \cdot 10^{-5}$ сна при температуре 290° С образуются кластеры размером 2 нм почти чистой меди в равновесной форме аналогично тому, как это происходит при температурном старении при повышенной температуре. При облучении этого сплава нейтронной дозой 5,5·10¹⁹ H/cM^2 (E > 1 МэВ) образовались кластеры размером 2...4 нм, содержание меди в которых было 50 %, т.е. существенно отличающиеся от кластеров, образующихся при электронном облучении.

При облучении слабо пересыщенного сплава Fe-0,1 ат. % Сu электронами с E = 3 МэВ дозой $1,2 \cdot 10^{-3}$ сна при температуре 290 °С кластеры не обнаружены, распределение атомов меди не изменялось. При облучении этого же сплава нейтронами дозой $5,5 \cdot 10^{19}$ н/см² (0,075 сна) сформировались кластеры, содержащие небольшое количество атомов меди. Размер кластеров 2...3 нм, средняя концентрация меди в кластерах ~ 35 ± 5 ат. % [13].

В работе [18] проводили облучение сплава Fe-0,1 вес. % Си электронами, ионами Fe⁺ (E = 150 кэВ) и ионами гелия (E ==1 МэВ). После облучения сплава электронами дозой 3·10⁻³сна (эквивалент 4·10¹⁸ н/см², E > 1 МэВ) при скорости набора дозы 5,6·10⁻³сна/с и температуре 290 °С не выявлено образование Си-обогащённых кластеров. Результаты облучения сплава нейтронами будут рассмотрены позже при анализе каскадных процессов.

В работе [12] при облучении электронами стали А533В обнаружены Си-обогащённые кластеры при дозах более 0,01 сна и содержании меди 0,18 и 0,12 %.

Таким образом, совершенно очевидно, что механизмы образования кластеров при нейтронном и электронном облучении различаются, кроме того, неясно, будут ли образовываться кластеры при низком содержании меди (< 0,1 %) при электронном облучении, в то время как при нейтронном они образуются. Модели, разработанные на основе гомогенного зарождения [21, 22], при низких содержаниях меди также не работают. Для выяснения механизма образования кластеров при облучении электронами необходимы дополнительные эксперименты, например, облучение большими дозами и с различной скоростью набора дозы сплавов Fe-Cu с низким содержанием меди, а также разработка адекватных моделей.

С целью выяснения механизма образования Си-обогащённых кластеров (внутри или вне каскадов) при облучении нейтронами в работе [18] предпринято облучение Fe-0,1 ат. % Си сплава ионами Fe⁺ энергией 150 кэВ при температуре 290 °C и скоростью набора дозы 1,4·10⁻⁴ сна/с в диапазоне доз 2,4·10⁻³...0,35 сна.

Облучение проведено в течение времени от 17 до 2 500 с. Так как исследуемый методом АЗТ объём очень мал (~ 10⁴ нм³) и при малых дозах вероятность наблюдения кластеров мала, то анализ проводили сравнением экспериментальных данных с расчётными, полученными по специальной программе.

Анализ привёл авторов к выводу, что при облучении ионами Fe⁺ (очевидно, также как и нейтронами) Cu-обогащённые кластеры не образуются внутри каскадов, но вакансионные кластеры, образующиеся в результате каскадов, играют важную роль в образовании кластеров. Эта точка зрения в настоящее время является преобладающей.



Рис. 2. Упрощенное описание событий, приводящих к сдвигу критической температуры хрупкости [24]: MF – матричные дефекты; CRPs – медно-обогащённые преципитаты; MNPs – преципитаты, обогащённые марганцем, никелем и кремнием; PPs – фосфидные фазы; SIA – одиночные внедрённые атомы; Δσ_y – изменение предела текучести

В работе [23] приведена схема образования Си-обогащённых Ni-Mn-Si-кластеров и фосфорных кластеров – и последующего охрупчивания (рис. 2), обоснованная результатами молекулярно-динамического моделирования [24]. Можно заметить, что в этой схеме предполагается образование кластеров вне каскадов, но с участием кластеризации вакансий. Однако возможно предложить несколько отличную гипотетическую модель зарождения кластеров внутри каскада при облучении нейтронами.

Описание и обоснование модели

Идеи образования кластеров внутри каскадов предлагались в различных работах [13, 25, 26]. В работе [13] высказана идея о возможности образования Ni-Mn-Si-кластеров и Сu-кластеров внутри каскада по механизму обратного эффекта Киркендалла¹, но одновременно было высказано сомнение в возможности реализации такой модели.

Ниже будут приведены аргументы, поддерживающие идею образования преципитатов внутри каскада по механизму обратного эффекта Киркендалла. Модель предполагает двустадийное образование кластеров.

В работе [27] методом молекулярно-динамического моделирования показано, что вакансии, равномерно распределённые в объёме каскадной области, в процессе кри-

¹ Обратным эффектом Киркендалла принято называть явление, которое заключается в образовании в облучаемом материале потока вакансий и встречного потока "быстрых" диффузантов (в данном случае Fe и Cr) и сопутствующего потока "медленных" диффузантов (в данном случае Cu, Ni, Mn и Si).

сталлизации устремляются к центру каскада, образуя поток вакансий и создавая условия для проявления обратного эффекта Киркендалла. В этом случае диффузанты, легко обменивающиеся местами с вакансиями (быстрые диффузанты Fe и Cr), будут диффундировать навстречу потоку вакансий, выходя из каскадной области (области термического пика), а диффузанты, образующие с вакансиями комплексы (в данном случае Cu, Ni, Mn, Si), должны диффундировать к центру каскадной области [28...30].

Однако ввиду более высокой, чем у остальных элементов, диффузионной подвижности из каскадной области экстрагируются в центр каскада только атомы меди. Среди остальных элементов в центр каскадной области попадут только те атомы, которые окажутся в непосредственной близости к центру. Так образуется устойчивый атомно-вакансионный кластер, являющийся эффективным стоком для вакансий. Поток вакансий, образующийся вследствие пересыщения матрицы вакансиями, увлекает к центру каскадной области остальные элементы, участвующие в обратном эффекте Киркендалла (Ni, Mn, Si).

Схема диффузионных процессов показана на рис. З. В процессе образования кластеров по механизму обратного эффекта Киркендалла в области кластера должно



Рис. 3. Схема процесса образования нанокластера: 1 – каскадная область; 2 – вакансионный кластер; 3 – поток вакансий и диффузия Cu; 4 – диффузия Fe и Cr; 5 – диффузия Cu, Ni, Mn, Si

возникнуть высокое пересыщение вакансиями. Это подтверждается экспериментальными данными [16].

В работе [7] с помощью АЗТ исследованы образцы, вырезанные из сварного шва корпуса ВВЭР-440 (Си-0,14 %, Р-0,06 %), проработавшего 20 лет при температуре 270 °С: образцы вырезаны из зоны максимального флюенса $6,5 \cdot 10^{19}$ н/см² (E > 0,5МэВ). Обнаружены меднообогащённые кластеры, объёмная плотность которых в матрице составила $2,3 \cdot 10^{23}$ м⁻³.

На рис. 4, взятом из работы [7], изображены концентрационные профили одного из преципитатов, образовавшегося при облучении.



Рис. 4. Концентрационные профили поперечного сечения медно-обогащённого преципитата [7]. Центр масс преципитата соответствует координате 8. По оси абсцисс – расстояние, по оси ординат – концентрация элемента

Можно заметить, что с максимумом концентрации меди совпадает "провал" концентрации железа, а атомы хрома отсутствуют в окрестности вокруг максимума меди радиусом ~ 3 нм, хотя содержание хрома в матрице облучённого металла 1,14 % [7].

Это подтверждает основное предположение модели, основанной на обратном эффекте Киркендалла. Остальные элементы, входящие в состав кластера (Ni, Mn, Si и P), располагаются ближе к периферии, что может говорить о двустадийности процесса образования кластера. Аналогичная картина представлена в работе [31], где Ni, Mn и Si также частично образуют как бы "оболочку" (рис. 5).

На рис. 4 из элементов, входящих в состав кластера, наиболее близко к центру расположены атомы Mn, что говорит о том, что атомы марганца, возможно, участвовали в образовании атомно-вакансионного кластера. Параметры нанокластеров представлены в табл. 2. Размер кластеров от 1,6 до 2 нм, т.е. находится в пределах обычно наблюдаемого распределения, при этом кластеры с минимальным количеством атомов имеют такой же размер, как и кластеры с максимальным числом атомов. Естественно предположить, что кластер с минимальным числом атомов – это "молодой" кластер, а с максимальным – это "старый" кластер, выросший за время облучения.

Таблица 2. Параметры преципитатов [3]

Размер, нм	1	1	1	0,9	0,8
Ат. % Си	13	38	8	20	18
2σ	3	7	4	6	6
Кол-во атомов	46	136	29	53	38

Процесс роста числа атомов без изменения размеров может происходить тогда, когда приходящие атомы не просто присоединяются, а занимают вакантные места; в данном случае места уходящих атомов железа, что также подтверждает гипотезу о механизме, основанном на обратном эффекте Киркендалла. Так как процесс роста по этому механизму сопровождается обра-



Рис. 5. Усреднённые по 30 Си-обогащённым кластерам концентрационные профили от центра масс. По оси абсцисс – расстояние от центра масс кластера, по оси ординат – концентрация элемента в кластере

зованием пересыщения вакансиями, то присоединение атомов к кластеру (в том числе и атомов Ni, Mn и Si) будет продолжаться до тех пор, пока пересыщение в области кластера не станет равным пересыщению в матрице и не наступит баланс входящих и выходящих потоков вакансий.

Параметры кластеров очень грубо можно оценить на основе кинетики изменения концентрации меди в матрице, которая убывает с увеличением флюенса. Если предположить что в результате эволюции каскадной области все атомы меди экстрагируются в кластер, то концентрацию меди в матрице (в относительных единицах) можно описать уравнением

$$C/C_0 = 1 - (\sum_s V / B)(1 - e^{-BF}),$$
 (1)

где V – объём экстрагирования (объём каскадной области); Σ_s – сечение упругого рассеяния; C_0 – начальная концентрация меди; B – фактор радиационного отжига; F – флюенс быстрых нейтронов.

Уравнение вполне удовлетворительно описывает результаты измерения содержания меди в матрице при облучении нейтронами, взятые из различных работ [7, 8, 13, 15, 32, 33] (рис. 6), при значениях $V = 0.512 \cdot 10^{-18}$ см³ и $B = 0.173 \cdot 10^{-18}$ см².

Объём 0,512·10⁻¹⁸ см³ соответствует размеру сферической области диаметром ~ 10

нм, что больше, чем дают молекулярно-динамические расчёты (~ 5 нм), что, по-видимому, естественно, так как уравнение (1) даёт некоторую усреднённую величину, учитывающую атомы, присоединённые в процессе роста числа атомов. Число атомов в таком объёме при содержании меди 0,14 % составляет около 60, что совпадает с данными табл. 2, но вдвое больше минимального значения 30 атомов. Фактически минимальное число атомов меди. зафиксированных в такого рода экспериментах, ещё меньше. Так, в работе [18], где фактор роста числа атомов в процессе облучения ионами Fe⁺ минимален, так как облучение длится секунды, минимальное число атомов меди в кластере было 5...11.

По-видимому, это минимальное количество атомов, которое необходимо, чтобы зафиксировать медновакансионный кластер, чтобы создать сток для реализации обратного эффекта Киркендалла.

Если принять, что кинетика изменения содержания меди в матрице в работе [19] подчиняется уравнению типа (1), то по отдельным точкам можно оценить объём каскадной области, её размер и количество атомов в ней, которые могут войти в состав зародыша нанокластера. С этой целью необходимо пересчитать шкалы дозы облучения в сна на шкалу флюенса быстрых нейтронов в соответствии с соотношением 7 сна/ 10^{22} н/см² (E > 1 МэВ).

Наибольший интерес представляет точка в начале облучения (время облучения 100 с, доза $1,4\cdot 10^{-2}$ сна, флюенс $2\cdot 10^{19}$ н/см², E > 1 МэВ), когда значимо понизилось содержание меди от 0,1 до 0,082 ат. %. При таком времени облучения эффекты роста числа атомов в кластере могут не проявляться.

Оценки дают следующие значения: объём каскадной области – $0,52 \cdot 10^{-19}$ см³, размер ~ 7 нм, число атомов меди в каскадной области 4,7 (~5), что точно соответствует минимальному числу атомов меди в нанокластере, показанному в работе [19].

Оценка числа атомов делалась исходя из равномерного распределения атомов меди в матрице. Реально распределение атомов меди в матрице сильно неравномерно, что можно заметить по данным многих работ с использованием АЗТ. Поэтому минимальное число атомов в кластере может колебаться в пределах 5...10 ат.

Таким образом, сделанные оценки подтверждают адекватность предполагаемой модели образования зародышей нанокластеров внутри каскада по механизму обратного эффекта Киркендалла.

В этой связи представляет интерес рассмотреть результаты исследования стали типа A533B с содержанием меди 0,01 % [34]. Образцы основного металла и сварно-



Рис. 6. Аппроксимация экспериментальных данных из работ [3, 5, 7, 8, 15...17]

го шва облучались ускоренно (скорость набора дозы $2 \cdot 10^{10}$ н/(см²·с)) до флюенса $1,7 \cdot 10^{18}$ н/см² и в позициях образцов-свидетелей до дозы $4,6 \cdot 10^{17}$ н/см². При АЗТ анализе с хорошей статистикой в образцах не обнаружено ни Си-обогащённых, ни Ni-Mn -Si-кластеров. Эффект флакса не обнаружен, и сдвиг температуры хрупкости был существенно ниже, чем для стандартной стали А533В.

В табл. 3 представлены числа атомов меди в кластере при различных размерах каскадной области и в зависимости от содержания меди, если принять, что все атомы меди, содержащиеся в каскадной области, переходят в кластер.

Числа, указанные в таблице, являются максимально возможными при условии равномерного распределения атомов меди в матрице. Особенность меди заключается в том, что она находится в состоянии пересыщенного твёрдого раствора даже при содержании менее 0,1 %, поэтому она может образовывать сгущения атомов, которые ещё не являются выделениями из твёрдого раствора, но могут способствовать стабилизации вакансионного кластера при образовании в этой области каскада.

Если число атомов меди порядка 5...10 является минимально необходимым для стабилизации медновакансионного кластера, то вакансионный кластер, в который не попало необходимое число атомов, может захлопнуться в дислокационную петлю, и Ni, Mn и Si не успевают продиффундировать к центру каскадной области и образовать Ni-Mn-Si-кластер.

В работе [35] показано, что вакансионный кластер, образованный из каскадной области, за время не более 10 пс должен преобразоваться в дислокационную петлю, которая может расти за счёт притока вакансий. Таким путём создаются дополнительные стоки для вакансий, тем самым понижая пересыщение вакансий в матрице. При очень низком содержании меди роль меди могут выполнять другие элементы, участвующие в образовании кластеров (P, Ni, Mn), но при достаточно высоком содержании. Этот механизм будет рассмотрен ниже.

В работе [32] обнаружены помимо типичных Си-обогащённых кластеров с плотным ядром так называемые "рыхлые" кластеры, которые можно назвать фосфорномедными (Р-Си-кластеры), хотя они содержат и атомы других элементов. На рис. 7 показаны концентрационные профили типичного Си-обогащённого (слева) и Р-Сикластера. В первом фосфор попал в ядро лишь в небольших количествах, во втором совершенно очевидно, что фосфор является "инициатором" образования кластера, а медь присоединилась к образовавшемуся зародышу.

Исследуемый сварной шов содержит 0,16 % вес. меди и 0,038 % вес. фосфора. В данном случае образование Р-Си-кластеров можно объяснить тем, что фосфор, будучи склонным к сегрегации, неравномерно распределяется в объёме и эта неравномерность тем выше, чем выше содержание фосфора. Возникновение каскада в области сгущения концентрации фосфора может привести к образованию кластера, показанного на рис. 7.

Другим примером "немедного" происхождения кластеров служит образование Ni-Mn-Si-кластеров в сварном шве и основном металле стали ВВЭР-1000 [16]. Содержание меди в этих материалах 0,05... 0,07 % вес. Содержание никеля составляет 1,34 % вес. в образцах основного металла и 1,73 % вес. в металле сварного шва [16]. В этой работе показано, что в сварном шве объёмная плотность кластеров при дозе

в зависимости от размера области и содержания меди					
Размеры каскадной	Число	атомов	в кластере	при содержании	Cu, %
области, нм	0,15	0,10	0,07	0,04	0,01
8	35	23	16	9	2,3
7	23	15	11	6	1,5
6	14	10	7	4	1

Таблица3. Число атомов меди в каскадной области в зависимости от размера области и содержания меди

ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5



Рис. 7. Радиальные концентрации меди и фосфора в кластерах в облучённом состоянии [7]: а) медно-обогащённые кластеры, б) фосфорно-медные кластеры

10²⁰ см⁻² более чем вдвое выше, чем в основном металле, и это различие коррелирует с изменением предела текучести и сдвигом критической температуры хрупкости [16]. Аналогичные закономерности отмечены в работах [20, 36, 37].

Хотя между составом основного металла и сварного шва существуют и другие различия, кроме содержания никеля (содержание углерода, меди и др.), тем не менее лидирующая роль никеля очевидна. Это видно также и по концентрационным профилям (рис. 8 [16]). Никель содержится в кластерах в наибольшем количестве (~ 50 %) и максимум его концентрации практически совпадает с центром масс. Обращает на себя внимание и всплеск концентрации



Рис. 8. Усреднённые по 30 Си-обогащённым кластерам концентрационные профили от центра масс каждого кластера после облучения флюенсом $11,5 \cdot 10^{23}$ м⁻² (E > 0,5 МэВ)

марганца вблизи центра масс.

Это говорит о том, что марганец тоже мог участвовать в инициировании кластера, так как оба эти элемента образуют комплекс с вакансиями и могут стабилизировать вакансионные кластеры. Медь также содержится в кластере, но в совершенно незначительном количестве, чтобы быть лидером в создании кластеров. Так как составы кластеров основного металла и металла сварного шва одинаковы, то, очевидно, что никель и, возможно, марганец непосредственно участвуют в зарождении кластеров и скорость их образования увеличивается при увеличении содержания никеля.

Анализ концентрационных профилей кластеров (рис. 4 и 5) показывает, что скорость диффузии никеля, марганца и кремния недостаточна, чтобы за время жизни каскада (~ 10 пс) достигнуть центра каскада и таким образом стабилизировать вакансионные кластеры.

Механизм образования зародыша кластера с участием никеля и марганца можно представить следующим образом. Если в месте, где после протекания каскада образовался вакансионный кластер, окажется группа атомов, способная его стабилизировать, то может образоваться зародыш кластера, который начнёт расти за счёт притока атомов извне вакансионно-атомного кластера по механизму обратного эффекта Киркендалла.

Такая группа атомов может образоваться благодаря тому, что при произвольном распределении атомов расстояния между

атомами подчиняются закону нормального распределения. Повышение содержания растворённого элемента сдвигает распределение в сторону меньших размеров. На рис. 9 представлены распределения расстояний между атомами никеля при содержании его 0,5, 0,8, 1,0, 1,3 и 1,77 % в α-железе. Минимальное расстояние между атомами никеля при максимальном его содержании принято примерно 0,3 нм (параметр решётки железа 0,286 нм). Ширина распределения принята одинаковой для всех содержаний никеля. Высота максимума пропорциональна содержанию никеля. Положение его на шкале размеров равно среднему расстоянию между атомами никеля.

Если принять размер вакансионного кластера 1,6 нм (средний размер кластера в работе [16], где предположительно Ni-Mn-Si-кластеры образуются без участия меди), то при количестве атомов никеля в этом кластере ~ 10 ат. расстояние между атомами составляет ~ 0,75 нм. Это расстояние отмечено на рис. 9 вертикальной линией. Пересечение её с кривыми распределения соответствует вероятности образования таких групп атомов и, следовательно, вероятности образования зародышей кластеров.

Видно, что при содержании никеля 0,5

% он не участвует в зарождении кластеров. Участие начинается с содержания 0,8 %, и дальнейшее повышение содержания никеля вызывает резкий рост его активности (рис. 10). Аналогичный результат получен и для марганца (рис. 11). В сварных швах ВВЭР-1000 содержание марганца довольно высокое 0,6...1,0 %, поэтому влияние марганца на зарождение кластеров может быть заметным (рис. 12) [38]. Всплеск концентрации марганца вблизи центра масс кластера, показанный в работе [16] (рис. 8), подтверждает это.

Так как и никель, и марганец при достаточно высоких содержаниях участвуют в зарождении кластеров, то существует синергизм их влияния на объёмную плотность Ni-Mn-Si-кластеров, что нашло отражение в формуле, используемой в российских нормативных документах для оценки сдвига критической температуры хрупкости [39], где концентрации никеля и марганца входят в виде произведения.

Вместе с тем, поскольку совпадения мест образования вакансионного кластера и необходимого числа атомов будут достаточно редки, появление нанокластеров в поле зрения АЗТ исследований требует большей дозы облучения, чем при образо-











Рис. 11. Зависимость вероятности образования зародышей кластеров от содержания марганца



Рис. 12. Роль марганца в высоконикелевых сварных швах (данные образцов-свидетелей ВВЭР-1000) [38]: ■ – высокий Ni – высокий Ni, \diamond – высокий Ni – средний Mn; \Box – низкий Ni; – нормативная кривая для сварного шва по российским нормам прочности, A_F = 20

вании Ni-Mn-Si-кластеров с участием меди, что привело к появлению такого термина, как "поздно расцветающие фазы" (late blooming phases).

Возможно, отсутствие кластеров в работе [34], где исследовалась сталь с содержанием меди 0,01 %, обусловлено тем, что доза облучения слишком мала, так как содержание никеля и марганца в исследованной в работе [34] стали довольно высокое (никель 0,67 % в основном металле и 0,947 % в сварном шве). Содержание марганца не указано, но в западных сталях этого класса содержание марганца, как правило, высокое (до 1,4 %).

Несмотря на всю схематичность проведенных оценок, они хорошо подтверждаются экспериментальными результатами [16, 37, 38, 40...42] (рис. 13), где показано, что влияние никеля носит действительно пороговый характер. Реальное положение порога может существенно зависеть от содержания других элементов в сплаве, в частности, фосфора.

Возвращаясь к кинетике образования и эволюции кластеров, рассмотрим кажущуюся на первый взгляд парадоксальной ки-



Рис. 13. Зависимость сдвига T_{κ} от содержания Ni по данным из [16, 37, 40] (а) и Ni и Mn в соответствии с [43] (б)

нетику накопления кластеров в сварном шве корпуса ВВЭР-440 с низким содержанием меди [17]. Химический состав этого сварного шва представлен в табл. 4.

На рис. 14 представлена зависимость объёмной плотности кластеров от флюенса по данным работы [17]. На этом же графике представлена зависимость произведения объёмной плотности дислокационных петель на их размер – величины, характеризующей плотность стоков для вакансий (данные этой же работы) от флюенса. Эта кривая имеет несколько необычный вид. Как правило, кинетика такого рода характеризуется быстрым насыщением, так как кинетика Си-обогащённых кластеров – это кинетика "истощения". Для понимания характера этой кривой следует рассмотреть. какие из элементов могут "инициировать" кластеры.

При содержании меди 0,04 % меднообогащённые кластеры будут возникать очень редко, так как требуют каскады с энергией несколько десятков кэВ (табл. 4).

Содержание никеля низкое. Кремний, судя по рис. 4, поступает в кластер в основном на второй стадии. Марганец, судя по рис. 11, находится на грани возможности участия. Поэтому на начальном участке облучения наиболее активным будет фосфор, содержание которого довольно высокое. В результате наиболее распространённым кластером будет "рыхлый" кластер с высоким пересыщением вакансиями, обнаруженный в работе [32].

Содержание фосфора в матрице довольно быстро упадёт до некоторого равновесного уровня, и в дальнейшем новые кластеры будут возникать редко. Поэтому в каскадах будут образовываться дислокационные петли, плотность и размеры которых будут расти за счёт притока вакансий. Появление новых стоков вакансий большой плотности вызовет снижение пересыщения вакансиями матрицы и, когда это пересыщение упадёт ниже пересыщения в кластере, начнётся растворение последних. Необычно резкое падение объёмной плотности связано с тем, что значительная часть кластеров "рыхлая" и легко разрушается.

При этом часть кластеров с более низким пересыщением и, прежде всего, кластеры, содержащие большое число атомов меди, марганца и кремния, начнут расти по законам коалесценции [43]. При этом предел текучести и сдвиг критической температуры хрупкости, начиная с дозы ~ $3 \cdot 10^{20}$... $3 \cdot 10^{24}$ м⁻², начинают ускоренно расти, что уже обусловлено ростом дислокационных петель [17], т.е. происходит смена механизма упрочнения.

К сожалению, в литературе очень мало подобных экспериментов при высоких дозах облучения. В этом смысле комплексный эксперимент, описанный в работе [17], уни-

Таблица4. Химический состав сварного шва корпуса ВВЭР-440/213, вес. %



Рис. 14. Зависимость объёмной плотности нанокластеров (N_k) и дислокаций (N_p) от флюенса (сталь ВВЭР-440 второго поколения); цифры на графике (около \blacksquare) – размер кластеров, нм

кален. Однако, есть ряд работ, где по отдельным экспериментам можно судить о том, что подобная трансформация структурных элементов типична для корпусных сталей.

В работе [18] при облучении сплава Fe-0,1 % Си ионами железа получены данные, показанные на рис. 15. Из рисунка видно, что характер зависимости плотности кластеров от дозы аналогичен тому, который показан на рис. 14. Положение максимума также согласуется с рис. 14, при этом при максимальной дозе наблюдается сильный рост плотности преципитатов. Количество 5 атомов очевидно относится к совсем "свежему" кластеру, 70 и 540 – это выросшие кластеры за время облучения.

Подобные результаты по росту кластеров получены в работе [44], где исследовалась сталь ВВЭР-440, состав которой подобен стали в работе [17], но с некоторыми отличиями. Так, содержание никеля в основном металле очень низкое (0,07 %). Образцы-свидетели облучены – сварной шов до $5,2 \cdot 10^{20}$, а основной металл до $1,0 \cdot 10^{21}$ см⁻² (E > 0,5 МэВ). Объёмная плотность в статье не указана, но обнаружены сферические кластеры размером до 5 нм и цилиндрические длиной 10 нм, что, очевидно, яв-



Рис. 15. Зависимость объёмной плотности меднонасыщенных нанокластеров при облучении сплава Fe-0,1 Cu ионами Fe (E = 150 кэВ) от дозы [18]. Флюенс нейтронов в пересчёте на спектр ВВЭР. Цифры на графике – число атомов меди в кластерах

ляется результатом роста.

Поэтому логично предположить, что кинетика аналогична показанной в работе [17]. В работе [44] продемонстрирован кластер размером около 4 нм, в состав которого входят атомы железа, марганца, кремния, меди, хрома и молибдена, что может свидетельствовать о том, что рост этого кластера происходит при очень низком пересыщении: вакансии уходят из кластера, их место занимает любой, находящийся рядом атом.

Таким образом, очевидно, что кинетика кластеров с достижением насыщения и последующим падением плотности, обусловленным уменьшением пересыщения вакансиями матрицы за счёт роста плотности дислокационных петель, типична для всех видов кластеров.

Заключение

Анализ, выполненный в настоящей работе, позволяет сделать некоторые выводы о механизме образования радиационно-индуцированных кластеров в корпусных сталях.

Радиационно-индуцированные кластеры образуются по механизму, основанному на обратном эффекте Киркендалла, в две

> стадии. На первой постдинамической стадии эволюции каскада поток вакансий, движущийся к центру каскада, увлекает атомы меди, находящиеся в каскадной области, и образует устойчивый атомновакансионный кластер. На второй стадии атомы, образующие с вакансиями комплексы (Cu, Ni, Mn, Si), диффундируют в кластер, занимая места уходящих из кластера атомов железа и хрома. Размеры кластера не изменяются. При этом в кластере образуется высокое пересыщение вакансиями.

> Процесс продолжается до тех пор, пока пересыщение

вакансиями в кластере не сравняется с пересыщением в матрице. При низком содерустойчивый атомжании мели новакансионный кластер может быть образован фосфором, никелем и марганцем. Фосфором - за счёт неравномерного пространственного распределения. Никелем и марганцем (при высоком их содержании в матрице) - за счёт того, что при нормальном распределении расстояний между атомами в твёрдом растворе со стороны края распределения с малыми расстояниями возможно образование групп атомов. Количество этих атомов может быть достаточным для образования устойчивого атомновакансионного кластера, если в этом месте возникает каскад.

Далее процесс формирования кластера идёт по сценарию второй стадии. Образование кластеров по этому варианту возможно и при умеренном содержании никеля и марганца (0,5...0,7 %), однако сильное ускорение образования кластеров происходит с увеличением содержания этих элементов, начиная с некоторого порогового значения (> 1 %). Так как никель и марганец оба могут участвовать в образовании кластеров, имеет место синергизм влияния этих элементов на охрупчивание корпусных сталей.

Поскольку как в первом, так и втором вариантах зарождения кластеров далеко не все вакансионные кластеры образуют устойчивые вакансионно-примесные кластеры, то остальные вакансионные кластеры преобразуются в дислокационные петли, плотность которых и размеры быстро возрастают, что приводит к перераспределению потока вакансий и падению пересыщения матрицы вакансиями. Последнее приводит к частичному растворению кластеров, падению их объёмной плотности и росту размеров оставшихся.

Среди практических выводов можно отметить следующее.

Оптимальное содержание никеля и марганца в корпусных сталях, по-видимому, составляет 0,5...0,7 %, что обеспечивает необходимые прочностные свойства и уменьшает скорость образования нанокластеров по сравнению с используемыми в настоящее время сталями, хотя и не избавит от образования высокой плотности дислокаций при больших флюенсах.

Поскольку кластеры при нейтронном облучении зарождаются в каскадах, то флюенс быстрых нейтронов служит наиболее приемлемой характеристикой радиационного повреждения. Энергия нейтронов 0,5 МэВ, по-видимому, минимальная энергия, при которой ещё могут образовываться каскады достаточной энергии. Поскольку дислокационные петли, являющиеся второй причиной упрочнения и охрупчивания, также образуются в каскадах, то флюенс быстрых нейтронов и в этом случае служит наиболее приемлемой мерой повреждения.

Авторы благодарят коллег А.Б. Гайдученко, Р.О. Савичеву, В.Б. Папину и к.т.н. С.В. Федотову за неоценимую помощь в подготовке статьи к публикации.

Список литературы

1. Гурович Б.А., Кулешова Е.А., Никола-

ев Ю.А., Штромбах Я.И. Оценка вклада различных механизмов в радиационное охрупчивание материалов корпусов реакторов, Препринт РНЦ "КИ" № 6025.11. 1997.

2. Гурович Б.А., Кулешова Е.А., Забусов О.О., Федотова С.В., Приходько К.Е., Фролов А.С., Мальцев Д.А., Салтыков М.А. Радиационноиндуцированные структурные эффекты, наблюдаемые в сталях корпусов реакторов ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации, восстановительного отжига и повторного облучения // Изв. вузов. Ядерная энергетика, 2011, № 3, с. 122–132. 3. Shtrombakh Ya.I., Gurovich B.A., Kulesho-

va E.A., Mal'tsev D.A., Fedotova S.V., Chernobaeva A.A. Thermal ageing mechanisms of VVER-1000 reactor pressure vessel steels // J. of Nucl. Mater., 2014, No. 452, p. 348–358.

4. Бокштейн Б.С., Ходан А.Н., Забусов О.О., Мальцев Д.А., Гурович Б.А. Кинетика сегрегаций фосфора по границам зёрен в низколегированной малоуглеродистой стали // Физика металлов и металловедение, 2014, т. 115, № 2, с. 156–166.

5. Soneda Naoki, Dohi Kenji, Nomoto Akiyoshi, Nishida Kenji, Ishino Shiori. Embrittlement Correlation Method for the Japanese Reactor Pressure Vessel Materials // J. of ASTM Int., Vol. 7, Issue 3 (March 2010).

6. Pareige P., Stoller R.E., Russell K.F., Mill-

er M.K. Atom probe characterization of the microstructure of nuclear pressure vessel surveillance materials after neutron irradiation and after annealing treatments // J. of Nucl. Mater., 1997, No. 249, p. 165–174.

7. Pareige P., Duval S., Massoud J., Van Duys-

en J.-C. Доклад на 6-й Росс. конф. по реакторному материаловедению, Димитровград, 2000.

8. Забусов О., Красиков Е., Козодаев М., Суворов А., Паридж Ф., Радикью Б. Перераспределение примесных и легирующих элементов в материалах корпусов ВВЭР-440 под действием эксплуатационных факторов // ВАНТ. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение, 2003, № 3(83), с. 66–72.

9. Pareige P., Radiguet B., Kozodaev M., Massoud J.P., Zabusov O. Atomic scale observation of the microstructure of a VVER-440 Steel to understand properties of irradiated, annealed or re-irradiated materials. Proc. of IAEA specialist meeting on irradiation embrittlement and mitigation, Kristal Goose, Russia, 2004.

10. *Miller M., Russell K.* APFIM characterization of high phosphorus Russian RPV weld // Applied surface science, 1996, 94/95, p. 378–383.

11. *Bergner F., Ulbricht A.* SASNS investigation of neutron irradiated pressure vessel steels and model allows. Proc. of IGRDM 13, Tsukuba, Japan, 2006.

12. *Fujii K., Fukuya K., Ohmubo T., Hono K., Yoshiie T., Nagai Y., Hasegawa M.* (Speaker: Katsuhiko Fujii). Hardening and microstructural evolution in A533B steels under neutron and electron irradiations. Proc. of IGRDM 12 meeting, Arcachaon, France, 2005.

13. Оже П., Вэлзел С., Блаветт Д., Парэ-

йдж **П**. Радиационно-стимулированная сегрегация примесей в ферритных корпусных реакторных сталях: томографические атомно-зондовые исследования. Современные проблемы ядерной физики, физики и химии конденсированных сред. Труды 1-й Моск. межд. школы физиков ИТЭФ // Успехи физических наук, 1999, с. 143–153.

14. *Williams T., Ellis D., O`Connell W.* Dose Rate Effects in High and Low Nickel Welds. Conf. Proc. "Workshop on Dose Rate Effects in Reactor Pressure Vessel Materials", Olympic Valley, CA, 2001.

15. *Pareige P., Stoller R., Russell K., Miller M.* Atom probe characterization of the microstructure of nuclear pressure vessel surveillance material after neutron irradiation and after annealing treatments // J. of Nucl. Mater., 1997, No. 249, p. 165-174.

16. Miller M.K., Chernobaeva A.A., Shtromba-

kh Ya.I., Russell K.F., Nanstad R.K., Erak D.Y., Zabusov O.O. Evolution of the nanostructure of VVER-1000 RPV materials under neutron irradiation and post irradiation annealing. Ibid., 2009, No. 385, p. 615–622.

17. Gurovich B., Kuleshova E., Shtrombakh Ya., Fedotova S., Zabusov O., Prikhod'ko K., Zhur-

ko D. Evolution of weld metal nanostructure and properties under irradiation and recovery annealing of VVER type reactors. Ibid., 2013, No. 434, p. 72–84.

18. *Radiquet B., Barbu A., Pareige P.* Understanding of copper precipitation under electron or ion irradiations in FeCu 0.1 wt % ferritic alloy by combination of experiments and modeling. Ibid., 2007, No. 360, p. 104–117.

19. *Miller M.K., Russell K.F., Kosik J., Keilova E.* Embrittlement of low copper VVER-440 surveillance samples neutron-irradiated to high fluencies. Ibid., 2000, No. 282, p. 83–88.

20. Shtrombakh Ya.I., Gurovich B.A., Kulesh-

ova E.A., Frolov A.S., Fedotova S.V., Zhurko D.A., Krikun E.V. Effect of Ni content on thermal and radiation resistance of VVER RPV steel. Ibid., 2015, No. 461, p. 292–300.

21. Эпов Г.А., Печёнкин В.А. Разработка модели образования и роста обогащённых медью выделений при облучении корпусных сталей ВВЭР / Труды XII Межд. совещания "Радиационная физика твёрдого тела", с. 57–62, г. Севастополь. М.: 2003.

22. Эпов Г.А., Печёнкин В.А. Моделирование эволюции медно-никелевых выделений в корпусных сталях реакторов на тепловых нейтронах // Вопросы материаловедения, 2010, № 1(61), с. 121–129.

23. *Eason E.D., Odette G.R., Nanstad R.K., Yamamoto T.* A Physically Based Correlation of Irradiation-Induced Transition Temperature Shifts for RPV Steels. Web site http://www.ntis.gov/support/ ordernowabout.htm, 2007.

24. *Odette G.R., Wirth B.D., Bacon D.J., Ghoreim N.M.* Multiscale-Multiphysics Modeling of Radiation Damages Materials: Embrittlement of Pressure Vessel Steels MRS Bulletin 26, 176, 2001.

25. *Pareige P., Perocheau F., Auger P., Jumel S., Bernas H.* // Nucl. Instrum. and Methods in Physics Research., B 178 (2001) 233.

26. Platonov P.A., Nikolaev Yu.A., Shtromba-

kh Ya.I. Radiation embrittlement kinetics of the first generation of VVER-440 RPVs after post-

irradiation annealing // Int. J. of Pressure Vessel and Piping, 2002, No.79, p. 643–648.

27. *Kapinos V.G., Platonov P.A.* Simulation of recristallization of the depleted zone of thermal spike // Physics of Solid State (a), 91, K9, 1965.

28. *Garner F.A.* Chapter 6: Irradiation performance of cladding and structural steels in liquid metal reactor // Material science and technology, A comprehensive treatment. VCH publishers, 1994, vol. 10a, p. 419–543.

29. *Esmailzadeh B., Kumar A.S., Garner F.A.* // J. of Nucl. Mater., 1985, No. 133-134, p. 590–594.

30. *McCartny J.M., Garner F.A.* Ibid., 1988, No. 155-157, p. 877–882.

31. *Miller M., Russell K.* Embrittlement of RPV steels: An atom probe tomography perspective. Ibid., 2007, No. 371, p. 145–160.

32. Рогожкин С.В., Никитин А.А., Алеев А.А., Залужный А.Г., Чернобаева А.А., Ерак Д.Ю., Штромбах Я.И., Забусов О.О. Исследование тонкой структуры материала сварного шва с высоким содержанием фосфора корпуса реактора ВВЭР-440 после облучения, отжига и повторного облучения // Ядерная физика и инжиниринг, 2013, том 4, № 1, с. 73–82.

33. Stoller R.E., Miller M.K., Sokolov M.A., Nanstad R.K. Mockling and microstructural studies of RPV steels in heavy-section steel irradiation program. IAEA specialist meeting on irradiation embrittlement and mitigation, Spain, 1999.

34. *Kiochi Asano* et al. Current understanding on the neutron irradiation embrittlement of BWR RPV steels in Japan, Conf. Fontevraud 7, 20-30 September 2010.

35. *Kapinos V.G., Osetskiy Yu.N., Platonov P.A.* The cascade mechanism of nucleation of vacancy loops and stoking fault tetrahedra in FCC metals // J. of Nucl. Mater., 1989, No. 165, p. 286–296.

36. *Gurovich B., Kuleshova E., Shtrombakh Ya., Fedotova S., Erak D., Zhurko D.* Evolution of microstructure and mechanical properties of VVER-1000 RPV steels under re-irradiation. Ibid., 2015, No. 456, p. 373–381.

37. *Gurovich B., Kuleshova E., Shtrombakh Ya., Erak D., Chernobaeva A., Zabusov O.* Fine structure behavior of VVER-RPV materials under irradiation. Ibid., 2009, No. 389, p. 490–496. 38. Debarberis L., Sevini P., Acosta B., Kryukov A., Nikolaev Yu., Amaev A., Valo M. Irradiation embrittlement of model alloys and commercial steels: analysis of similitude behavior // Pressure Vessel and Piping, 2002, No. 79, p. 617–642.

39. **РД ЭО** 1.1.2.09.0789-2012. Методика определения вязкости разрушения по результатам испытаний образцов-свидетелей для расчёта прочности и ресурса корпусов реакторов ВВЭР-1000. Росэнергоатом, 2012.

40. Гурович Б.А., Кулешова Е.А., Фролов А.С., Журко Д.А., Ерак Д.Ю., Мальцев Д.А., Комолов В.М. Структурные исследования сталей корпусов реакторов для нового поколения реакторов типа ВВЭР // ВАНТ. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение 2013, № 2(84), с. 69–75.

41. **Фролов** *А.С.* Структурные исследования сталей для корпусов реакторов типа ВВЭР нового поколения. Конф. молодых специалистов ИРМТ НИЦ КИ, 2013.

42. *Miller M.K., Russell K.F., Nanstad R.K., Chernobaeva A.A., Prikhod'ko K.A.* Effect of Ni and Mn content on low Cu RPV materials irradiation embrittlement, IGRDM-16, CIIIA, 2011.

43. Kuleshova E.A., Gurovich B.A., Shtromba-

kh Ya.I., Nikolaev Yu.A., Pechyonkin V.A. Microstructural behavior of VVER-440 reactor pressure vessel steels under irradiation to neutron fluences beyond the design operation period // J. of Nucl. Mater., 2005, No. 342, p. 77–89.

44. *Miller M.K., Russell K.E., Kochek J., Kielova E.* Atom probe tomography of 15Kh2MFA Cr-Mo-V steel surveillance specimens // Micron, 2001, No. 32, p. 740–755.

Контактная информация –

Чернобаева Анна Андреевна, в.н.с., тел.: +7 (499)196-94-20, e-mail: anna.chernobaeva@ gmail.com

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5,

c. 78–93.

УДК 519.87:621.039.5 Какой безопасности следует добиваться от ЯЭУ?

А.В. Клименко,

Общественный фонд "Институт системно-экономических исследований им. Я.В. Шевелёва", 144001, г. Электросталь Московской обл., ул. К. Маркса, ба, НИЯУ "МИФИ", 115409, Москва, Каширское ш., 31 Поступила в редакцию 10.03.2015 г.

Конкурентоспособность ядерных энергетических установок (ЯЭУ) в сравнении с энергетическими установками (ЭУ) на угле и газе зависит ещё и от оценки возможности тяжёлой аварии на ЯЭУ. На долю ЯЭУ в выработке энергии энергосистемой влияет размер оплаты ущерба от возможных тяжёлых аварий типа чернобыльской. Применение ЯЭУ возможно при вероятностях одной тяжёлой аварии 10⁻⁵ реакторолет⁻¹ и ниже.

Ключевые слова: конкурентоспособность, ЯЭУ, ЭУ, вероятность одной тяжёлой аварии, оптимизация энергосистемы, оптимальность, неоптимальность.

What Safety should Achieve from Nuclear Power Plants? A.V. Klimenko, Social Fund "Shevelyov Ya.V. Institute for Systems and Economic Research, 6a, K. Marx St., Elektrostal, Moscow Region, 144001; National Research Nuclear University "MEPhI", 31, Kashirskoe Sh., Moscow, 115409.

Competitive strength of nuclear power plants (NPPs) in comparison with power plants (PPs) at an coal and gas depends also on an estimation of possibility of severe accident on NPP. Share NPPs in a power generation an electric power system is influenced by size of payment of a damage from severe accidents of type Chernobyl. Application NPPs is possible at probabilities of one severe accident 10^{-5} reactor-year⁻¹ and more low.

Key Words: Competitive Strength, NPP, PP, Probability of One Severe Accident, Electric Power System Optimization, an Optimality, Non-Optimality.

Введение

Конкурентоспособна ли ядерная энергетика (ЯЭ), состоящая из сегодняшних и перспективных ЯЭУ, на свободном рынке энергии в сравнении с ЭУ на угле и газе (природном, сланцевого происхождения)? И, если конкурентоспособна, то какой безопасности следует добиваться от ЯЭУ? Впрочем, конкурентоспособность и безопасность взаимосвязаны.

Заметим, что свободного рынка нет нигде, он не существует. Здесь под свободным рынком энергии мы понимаем рынок, который кроме всех атрибутов рынка имеет только ещё одну степень свободы – жёсткую конкуренцию энерготехнологий с применением ядерной энергии, угля, природного газа.

Рассмотрим энергосистему России, в которой в каждый момент времени интервала оптимального планирования длительностью *T* = 150 лет численно сравнивается

между собой множество параметров всех энерготехнологий согласно модели оптимизации энергосистемы [1...4].

Расчёты энергетических систем выполнены с помощью оптимизационного комплекса TOBAS [1...3]. Проведём анализ оптимальных и локально-оптимальных планов для энергетики России.

1. Исходные данные для расчётов

Исходные данные для расчётов составляют часть базы данных компьютерного оптимизационного комплекса (кода) ТО-ВАЅ. Некоторые исходные данные для энергетики России взяты из источников [5...7] – Междисциплинарных исследований Массачусетского технологического института (МІТ). К ним добавлены отчасти данные по российским технологиям [1, 8...17].

1.1. Спрос на энергию

На рис. 1 показаны графики для ненапряжённого нижнего (НУ) и напряжённого



-1 0 10 20 30 40 30 60 70 80 90 100 Рис.1. Свободный рынок энергопроизводства. Спрос на энерговыработку для России: ВУ – суммарный верхний уровень; НУ – суммарный нижний уровень

верхнего (ВУ) уровней спроса на энерговыработку в энергетике России на всём интервале оптимального планирования. Для этих графиков выполнялись оптимизационные расчёты.

1.2. Виды энергоустановок

В ЯЭ России разрешён ввод в эксплуатацию на всём интервале оптимального планирования ЯЭУ с реакторными установками:

1) **В-О** – это ВВЭР-1000(U)-О; урановый водо-водяной энергетический (тепловой) реактор для работы в открытом ядерном топливном цикле (ЯТЦ) [10];

2) **В-3** – это ВВЭР-1000(U)-3; уран-плутониевый водо-водяной энергетический (тепловой) реактор для работы в замкнутом ЯТЦ [10].

Разрешён ввод в эксплуатацию с 30 года интервала оптимального планирования ЯЭУ с реакторными установками:

3) **В-Ри** – это ВВЭР-1000(Ри)-3; уран-плутониевый водо-водяной энергетический (тепловой) реактор для работы в замкнутом ЯТЦ. В этом реакторе все делящиеся материалы заменены на плутоний [10];

4) СВБР – это СВБР-100(U-Pu-MA)-3; свинцово-висмутовый энергетический (быстрый) реактор с топливом из урана, плутония, минорных актиноидов (МА) для работы в замкнутом ЯТЦ [11];

5) БН – это БН-1200-3; натриевый уранплутониевый энергетический (быстрый) реактор для работы в замкнутом ЯТЦ (двух-контурная схема ЯЭУ)[12];

6) **БН-Т** – это БН-1200-3; натриевый уранплутониевый энергетический (быстрый) реактор для работы в замкнутом ЯТЦ (трёхконтурная схема ЯЭУ)[12];

7) **БРЕСТ** – это БРЕСТ-1200-3; свинцовый уран-плутониевый энергетический (быстрый) реактор для работы в замкнутом ЯТЦ [13];

8) **ВК** – это ВККБР-1035-3; водяной кипящий корпусной быстрый энергетический реактор для работы в замкнутом ЯТЦ [14];

9) ЖСР – это ЖСР-1650-3; жидкосолевой энергетический реактор для работы в замкнутом ЯТЦ [15]. Вырабатывает электроэнергию и сжигает МА. Суммарная мощность таких ЯЭУ и режимы их работы оптимизировались в каждый момент времени так, чтобы к концу интервала планирования (150 лет) склад МА всей энергосистемы России был пуст (т.е. запас склада МА был равен нулю).

Традиционная энергетика (тепловые электростанции – ТЭС) представлена двумя видами топлива [1, 4...7]: углём и природным газом. Каждый вид топлива представлен двумя ЭУ (каждая со своей энерготехнологией).

Энергетика на угольном топливе включала ЭУ "**У1**" с удельным расходом топлива 335 г.у.т./(кВт·ч) и ЭУ "**У2**" с удельным расходом топлива 300 г.у.т./(кВт·ч).

Энергетика на природном газе включала ЭУ "Г1" с удельным расходом топлива 260 г.у.т./(кВт·ч) и ЭУ "Г2" с удельным расходом топлива 230 г.у.т./(кВт·ч).

1.3. Некоторые стоимостные характеристики

В таблице приведены стоимости переделов ЯТЦ, оценённые в работах [6, 7] в долларах США 2007 г. Эти данные брались за основу в расчётах. Однако, поскольку многие переделы в настоящих расчётах оптимизировались, то не было необходимости принимать за истину сильно упрощенные фиксированные значения стоимостей таблицы. Например, нет смысла использовать статью "закупка руды" по цене 90 \$/кг природного урана, если в расчётах оптимизационная задача сама определяет темп добычи руды (т.е. потоки добычи природного урана) при уже заданных условиями задачи запасах природного урана по стоимостным категориям [1, 4, 8]. Всё же для определённости и общности приведём таблицу.

Удельные капиталовложения K_{yd} на установленную электрическую мощность, \$/ кВт(э), принимались <u>без процентов</u> согласно [5...7]: $K_{yd}^{\text{яэу}} = 4 000,0$; $K_{yd}^{\text{уголь}} = 2 300,0$; $K_{yd}^{\text{Газ}} = 850,0$. Использовались значения отношений $K_{yd}^{\text{яэу}} / K_{yd}^{\text{Газ}} = 4,71$ и $K_{yd}^{\text{язу}} / K_{yd}^{\text{уголь}} = 1,74$.

Сегодня капиталовложения в ЯЭУ с быстрым реактором в 1,2...1,5 раз выше, чем капиталовложения в ЯЭУ с тепловым реактором. Чтобы узнать, имеют ли перспективу ЯЭУ с быстрыми реакторами, если их оптимизировать, в расчётах принимались одинаковыми удельные капиталовложения для ЯЭУ с быстрыми и тепловыми реакторами. В том числе удельные капиталовложения для ЯЭУ типа БН (с двухконтурной схемой) принимались равными таковым для ЯЭУ с тепловыми реакторами, а для ЯЭУ типа БН-Т (с трёхконтурной схемой) они принимались в 1,5 раза выше, чем для ЯЭУ с двухконтурным БН.

Цена угля принималась для начала интервала оптимального планирования равной 104 \$/(т н.э.) (здесь т н.э. – тонна нефтяного эквивалента). Цена газа (природного и другого происхождения) на начало интервала оптимального планирования принималась равной 240 \$/(1000 м³) [5...7], что соответствует интервалу цен на нефть от 38 до 50 \$/баррель в зависимости от теплотворной способности конкретной марки нефти. Эскалация цен принималась: на топливо всех видов 0,5 %/год, на другие составляющие затрат – 1,0 %/год.

Оплата (без процентов) ущерба от тяжёлой аварии типа Чернобыльской принималась равной 100 Г\$ (здесь Г\$ = 10^{+9} долларов США). По разным оценкам авария на Чернобыльской АЭС нанесла ущерб от 100 до 800 Г\$. На устранение аварии на АЭС Фукусима правительство Японии уже выделило 80 Г\$ (т.е. на один из 4-х аварийных энергоблоков приходится около 20 Г\$) и эта сумма будет ещё корректироваться.

1.4. Некоторые общие характеристики

Срок службы любой установки принимался равным 60 годам, т.е. предполагалось, что любая из перечисленных ЯЭУ и ЭУ <u>работоспособна</u> в течение этого срока (с учётом регламентированных капитальных и текущих ремонтов, модернизации, снятии с эксплуатации – все виды работ учтены в функционале конкретных ЯЭУ и ЭУ).

Критерий принятия решения (критерий оптимизации плана) – минимум интегральных приведенных (дисконтированных) затрат на всю программу развития энергосистемы России (согласованную с программой развития топливно-энергетического комплекса – ТЭК) на всём интервале планирования.

и ЯІЦ с повторным использованием топлива (МОХ-топлива)			
	Наилучшие реко-		
Составляющая стоимости	мендации [6, 7]		
Закупка руды, \$/кг	90		
Переработка руды, \$/кг	10		
Изотопное обогащение, \$/кг ЕРР	160		
Изготовление уранового топлива (UOX), \$/кг ТМ	250		
Хранение и захоронение облучённого ядерного	470		
топлива (ОЯТ), \$/кг ТМ			
Переработка UOX-топлива, \$/кг ТМ	1 600		
Переработка МОХ-топлива, \$/кг ТМ	1 600		
Хранение и захоронение высокоактивных отходов	280		
(ВАО), \$/кг ТМ			
Изготовление МОХ-топлива, \$/кг ТМ	2 400		

Таблица. Стоимость переделов для однократного ЯТЦ ЯТП с повторным использованием топлива (МОХ-топлива)

2. Оптимальные планы развития энергетики России для экономик с разной ценой времени

Цена времени в экономике страны (или ассоциации стран) определяется функцией ценности времени, которую чаще называют функцией дисконтирования. Традиционно эта функция представляется в виде экспоненты, в показателе которой присутствует "темп изменения" этой экспоненты, называемый нормой дисконтирования. Численно эту норму дисконтирования можно приравнять к эффективной процентной ставке [1...4, 8, 18]. Будем ситуационно различать экономики России по значению эффективной процентной ставки.

Оптимальный или локально-оптимальный план характеризуется более чем 10 000 переменных, анализ значений каждой из которых – это предмет отдельного отчёта. Оптимизационная задача решается многоиерархическим алгоритмом, на самом нижнем уровне которого решается задача линейного программирования, размерность обратной матрицы которой 10 000×10 000 (и более) [1...4, 8, 18].

В статье на всех рисунках оптимальные планы представлены графиком только одной характеристики – текущей мощности (загрузки) во времени как отдельных энерготехнологий, так и суммарной по всем энерготехнологиям. Выделенные площади на рисунках представляют энерговыработку для указанной энерготехнологии. В обозначениях ЯЭ представлена энерготехнологиями СВБР, В-О, В-З, В-Ри, БН, БН-Т, БРЕСТ, ВК, ЖСР; энергетика на угле – У1, У2; энергетика на природном газе – Г1, Г2. Функционал, суммарные приведенные затраты на всю программу развития ТЭК России, измеряется в Т\$, т.е. в 10¹² \$.

На всех рисунках интервал планирования разбит на две части: интервал фиксированной предыстории (-∞, 0) и интервал оптимального планирования (0, 150 лет). Фиксированная предыстория представлена установленными мощностями: ЭУ на угле и газе, ЯЭУ типа В-О. Ещё раз отметим, что на интервале оптимального планирования

идёт жёсткая конкуренция (исключающая лоббирование) между заявленными энерготехнологиями, учитывающая весь спектр сравниваемых параметров при принятых внешних исходных данных. В расчётах не ставились ограничения плавного вывода из эксплуатации потерявшей конкурентоспособность энерготехнологии. Напротив, такая энерготехнология выводилась из эксплуатации мгновенно.

2.1. Экономика России с эффективной процентной ставкой 5 %/год

Вначале рассмотрим энергетику России без ЯЭ. На рис. 2 показаны графики текущей мощности (загрузки) во времени в локально-оптимальных планах развития энергетики России, полученные при ранее приведенных исходных данных, для НУ и ВУ спроса на энерговыработку России согласно рис. 1.

Для принятых исходных данных только в фиксированной предыстории работают ЭУ на природном газе (Г1), на угле (У1), ЯЭУ типа В-О. Угольные ЭУ работают на всём интервале оптимального планирования, обеспечивая всю энерговыработку России. Функционал (приведенные затраты) составляет величину примерно от 12,7 до 13,4 Т\$.

Рассмотрим энергетику России, в которой наряду с традиционной энергетикой используется ЯЭ. На рис. 3 показаны графики текущей мощности (загрузки) во времени в локально-оптимальных планах развития энергетики России, полученные при ранее приведенных исходных данных, для НУ и ВУ спроса на энерговыработку России согласно рис. 1.

На рис. За, кроме ранее отмеченной фиксированной предыстории, наряду с ЭУ на угле в энерговыработке участвуют ЯЭУ с реакторными установками В-З, В-Ри, ВК, ЖСР. ЯЭУ типа В-З и В-Ри работают с 10го года до конца 50-го года интервала оптимального планирования (т.е. до 2050 г.). С 31-го года и по конец 70-го года работают ЯЭУ с реакторами ВК, причём с 31-го года по 50-й год ЯЭУ типов В-З, В-Ри и ВК одновременно входят в локально-оптималь-



Рис. 2. Текущая мощность (загрузка) во времени в локально-оптимальном плане для НУ (а) и ВУ (б) спроса на энерговыработку России при эффективной процентной ставке 5 % в год. Энерговыработка на интервале планирования (0, 150 лет) производится только на ЭУ на угле и ЭУ на газе

ный план. К ним присоединяется с 31-го года ЯЭУ типа ЖСР. Это означает, что удельная (на выработанный киловатт-час) прибыль в виде дифференциальной ренты (разность между оптимальной ценой вырабатываемой энергии энергосистемой и себестоимостью производства энергии) у них разная, но у всех она неотрицательна, а у ЯЭУ типа ВК по величине она наибольшая.

С 41-го года ЯЭУ типа В-Ри, а с 51-го года и ЯЭУ типа В-3 останавливаются и выводятся из эксплуатации. На их месте в соответствии с проектом вывода из эксплуатации производятся затраты по доведению площадок размещения блоков до состояния "зелёной лужайки". Увольняемому персоналу (который не участвует в выводе блоков из эксплуатации или после работ по выводу блоков из эксплуатации, или по другой причине, – все причины по времени признаются после остановки блока с целью его закрытия) кроме положенных выплат выплачивается ещё страховая сумма в размере 100 000 \$ каждому на возможный переезд в другую местность и переобучение другой специальности.



Рис. 3. Текущая мощность (загрузка) во времени в локально-оптимальном плане для НУ (а) и ВУ (б) спроса на энерговыработку России при эффективной процентной ставке 5 % в год. Энерговыработка на интервале планирования (0, 150 лет) производится на ЭУ на угле, ЭУ на газе, ЯЭУ. ВТА – вероятность тяжёлой аварии

ЯЭУ типа ЖСР включаются в работу в начале 31-го года и работают до конца интервала оптимального планирования. Их суммарная мощность и режимы работы варьируются во времени, чтобы выжигать МА оптимальным образом, так чтобы к концу интервала оптимального планирования склад МА, наработанных и нарабатываемых всеми работавшими ЯЭУ, был пуст.

В соответствии с теорией оптимального планирования оптимальная цена энергии определяется оптимальным планом энергосистемы (ТЭК) в каждый момент времени интервала оптимального планирования. Если в какой-то момент времени в оптимальном плане работают разные типы ЯЭУ и ЭУ, то цена вырабатываемой ими энергии будет единой – это оптимальная цена энергии в энергосистеме. Она определяется замыкающей (самой большой по себестоимости) энергоустановкой, без которой невозможно выполнить план по энерговыработке (т.е. удовлетворить спрос на энергию) в этот момент времени. При этом прибыль (дифференциальная рента) у всех энергоустановок будет разная и неотрицательная.

2.1.1. Учёт тяжёлых аварий

Функционал плана с участием ЯЭ разбит на две части: одна часть включает все затраты без оплаты ущерба от тяжёлых аварий типа чернобыльской, другая (Δ) – оплату ущерба от тяжёлой аварии типа чернобыльской в зависимости от вероятности такой аварии.

При ВТА 10^{-6} 1/реакторолет добавка Δ мала и практически не влияет на значение функционала. При такой ВТА в экономике с процентной ставкой 5 %/год ЯЭ конкурентоспособна с традиционной энергетикой на угле и природном газе.

При ВТА 10^{-5} 1/реакторолет добавка Δ существенна и либо делает ЯЭ неконкурентоспособной с традиционной энергетикой на угле и природном газе, либо держит её на грани конкурентоспособности. При ВТА 10^{-4} 1/реакторолет добавка Δ велика, делает ЯЭ неконкурентоспособной с традиционной энергетикой на угле и природном газе.

Какую же ВТА следует принимать в учёт? Ответ на этот вопрос сегодня, скорее всего, носит субъективный характер. Если считать, что мощность мировой ЯЭ в будущем будет составлять от 1000 до 2 000 ГВт(э), то при ВТА = 10^{-6} 1/реакторолет допускается одна авария типа чернобыльской в 1000 лет (или 500 лет). Это, пожалуй, приемлемо. Вот только период в 1000 лет (и даже 500 лет) человеческой истории субъектом не воспринимается стабильным.

За последние 1000 лет на территории, которую сегодня занимает Россия, были свои исторические "Чернобыли" (монголотатарское нашествие, тевтонские нашествия, нашествия Речи Посполитой, наполеоновское нашествие, Крымская война, Первая мировая война, Отечественная война). Что же касается последних 1000 лет (и даже 500 лет) мировой истории, то они представляют собой сплошную череду войн. И субъект вправе сделать оценку впитанного им человеческого исторического опыта за период 1000 лет (и 500 лет) как нестабильной ненадёжной жизни. Таким образом, ВТА = 10^{-6} 1/реакторолет может восприниматься субъектом как "невероятная вероятность".

При ВТА = 10^{-5} 1/реакторолет и тех же мощностях мировой ЯЭ (от 1000 до 2 000 ГВт(э)) тяжёлая авария допускается раз в 100 лет (или 50 лет). Субъект психологически и экономически способен воспринять эту частоту аварий, ведь она происходит один раз за человеческий век, а мировая экономика способна с ней справиться.

При ВТА = 10^{-4} 1/реакторолет и тех же мощностях мировой ЯЭ (от 1000 до 2 000 ГВт(э)) тяжёлая авария допускается раз в 10 лет (или 5 лет). Такая частота тяжёлых аварий недопустима, ибо жизнь людей уподобляется жизни у подножья непрерывно извергающегося вулкана. Такую жизнь психологически трудно вынести и субъекту, и обществу, а экономика ни одной страны, как и мировая экономика, не способна возмещать ущербы от тяжёлых аварий с такой частотой.

История развития мировой ЯЭ, начиная с 1960 г., насчитывает не более 15 000 реакторолет. За это время произошли тяжёлые аварии, приведшие к окончательному выводу из эксплуатации 7 ядерных энергоблоков (один – на АЭС Три-Майл-Айленд, два – на Чернобыльской АЭС, четыре – на АЭС Фукусима). Что составляет при грубом равномерном распределении аварий значение ВТА = 7 аварий/15 000 реакторолет = $4,7\cdot10^{-4}$ 1/реакторолет, т.е. величину больше или порядка 10^{-4} 1/реакторолет. Как уже отмечалось выше, ЯЭ при таком значении ВТА неконкурентоспособна.

Такая страна как Россия экономически способна допустить одну тяжёлую аварию в 100 лет (в течение человеческого века) на своей территории. Однако, при установленных мощностях ЯЭ России к 100-му году от 100 до 200 ГВт(э) это соответствует ВТА от 10^{-4} до $2 \cdot 10^{-4}$ 1/реакторолет. При такой вероятности добавка Δ велика и делает экономически невыгодным развитие и использование ЯЭ.

Если представить, что и другие страны, граничащие с Россией, например, Китай,

Украина, Финляндия, Иран могут допустить одну тяжёлую аварию в 100 лет на своей территории, то существует вероятность того, что эти аварии могут произойти одновременно (либо на небольшом отрезке времени) во всех этих странах. И это делает такое допущение ВТА нежелательным и недопустимым.

Ближайшее допущение для всего мира – это одна тяжёлая авария в течение 100 лет соответствует ВТА = 10^{-5} 1/реакторолет для развития мировой ЯЭ с мощностями в 1000 ГВт(э) и ВТА = 10^{-6} 1/реакторолет – с мощностями в 10 000 ГВт(э).

Следовательно, современные ЯЭУ, которые допускают одну тяжёлую аварию в 5...10 лет, не соответствуют концепции ВТА = 10^{-5} 1/реакторолет или ВТА = 10^{-6} 1/реакторолет для всего мира. Нужны другие ЯЭУ. Таким образом, по экономическим причинам обеспечения конкурентоспособности ЯЭ следует строить малые партии однотипных блоков по всему миру исключительно с целью опытной отработки безопасных ядерных энерготехнологий и из-за большой длительности решения этой проблемы.

Приведенные рассуждения во избежание повторений легко переносятся и на последующие рисунки, хотя качественно структура энергосистемы на них может быть другой.

На рис. Зб в оптимальном плане проявляются ЯЭУ с ВВЭР разных типов, ЯЭУ типа ВК, ЖСР, БН. У ЯЭУ типов В-О, В-Ри, ВК характеристики неоптимальны. В оптимальном плане ни один из этих типов ЯЭУ не вырабатывает свой срок службы. Кроме того, каждый из них в конкуренции с другими ЭУ вынужден прерывать на время, превышающее регламентные перерывы, режим несения нагрузки в энергосистеме.

Заметим, что если из списка энерготехнологий, разрешённых к вводу в эксплуатацию при оптимизации энергосистемы, определённая (например, первая) энерготехнология вводится в эксплуатацию в какой-то момент t_1 времени интервала оптимального планирования, а затем с течением времени (быть может, даже не выработав свой срок службы) в момент t_2 вытесняется с рынка энергопроизводства другой энерготехнологией, то это означает, что множество параметров первой энерготехнологии численно оптимально только на интервале (t_1, t_2) .

Если же первая энерготехнология далее до конца интервала оптимального планирования больше не возобновляет свою работу, то это означает, что её множество оптимизируемых параметров численно неоптимально на интервале (t_2 , T). Следовательно, можно говорить о неоптимальности этой энерготехнологии. Если бы множество оптимизируемых параметров первой энерготехнологии было оптимально (т.е. оптимально с момента ввода энерготехнологии в эксплуатацию до конца интервала оптимального планирования), то никакая другая энерготехнология не смогла бы вытеснить её с рынка.

Необходимость в ЯЭУ типа БН проявляется только к концу столетия.

Функционал (приведенные затраты) планов на рис. 3 составляет величину соответственно 14,5 и 13,26 Т\$ для ВТА = 10⁻⁵ 1/реакторолет. Эти величины сопоставимы со значениями функционала рис. 2, где развитие энергосистемы России происходит без ЯЭ и свидетельствует о конкурентоспособности ЯЭ в энергосистеме России при эффективной процентной ставке 5 % в год.

2.2. Экономика России с эффективной процентной ставкой 10 %/год

Оптимальные планы энергетики России без ЯЭ структурно повторяют рис. 2а и б, различия составляют доли разных энерготехнологий. Для энергосистемы России, работающей на интервале оптимального планирования на угольных ЭУ (без ЯЭ), функционал (приведенные затраты) составляет величину примерно 6,5 Т\$.

На рис. 4 приведены ближайшие локально-оптимальные планы развития энергетики России с участием ЯЭ, полученные при ранее приведенных исходных данных, для НУ и ВУ спроса на энерговыработку России согласно рис. 1.



Рис. 4. Текущая мощность (загрузка) во времени в локально-оптимальном плане для НУ (а) и ВУ (б) спроса на энерговыработку России при эффективной процентной ставке 10 % в год. Энерговыработка на интервале планирования (0, 150 лет) производится на ЭУ на угле, ЭУ на газе, ЯЭУ

На рис. 4 в локально-оптимальных планах проявляются ЯЭУ с ВВЭР разных типов, ЯЭУ типов ВК, ЖСР, БРЕСТ. У всех этих ЯЭУ характеристики неоптимальны по причинам, отмеченным выше (не вырабатывают свой срок службы; прерывают несение нагрузки на срок, превышающий регламентный).

Функционал (приведенные затраты) планов на рис. 4 составляет величину примерно 10,0 Т для ВТА = 10⁻⁵ 1/реакторолет. Эти величины на 35 % больше значений

функционала планов, в которых развитие энергосистемы России происходит без ЯЭ, и ставят под сомнение конкурентоспособность ЯЭ в энергосистеме России при эффективной процентной ставке 10 % в год.

2.3. Экономика России с эффективной процентной ставкой 15 %/год и выше

Оптимальный план развития энергосистемы России с эффективной процентной ставкой 15 %/год дан на рис. 5. Он не включает ЯЭ и покрывает спрос на энергию на интервале оптимального планирования



Рис. 5. Текущая мощность (загрузка) во времени в локально-оптимальном плане для НУ (а) и ВУ (б) спроса на энерговыработку России при эффективной процентной ставке 15 % в год. Энерговыработка на интервале планирования (0, 150 лет) производится только на ЭУ на угле и ЭУ на газе

только за счёт ЭУ на угле. Функционал этих планов составляет примерно 4,8 Т\$.

В экономике России с эффективными процентными ставками 15 %/год и выше в оптимальном плане развития энергосистемы страны нет ЯЭ, присутствуют только ЭУ на угле и газе.

Значения функционалов в этих оптимальных планах равны 4,77 Т\$ – для эффективной процентной ставки 15 %/год и 3,70 Т\$ – для эффективных процентных ставок 20 и 25 %/год. В последнем случае примерно одинаковые значения функционалов объясняются сильным падением функции ценности времени после 50 года интервала оптимального планирования, так что добавки составляющих функционала после этого года весьма малы и не сильно меняют значение общего функционала.

Так как ЯЭ не входит в оптимальный план для этих экономик России, то интерес представляют ближайшие к оптимальным локально-оптимальные планы с участием ЯЭ. В качестве примера такой локальнооптимальный план приведен на рис. 6.



Рис. 6. Текущая мощность (загрузка) во времени в локально-оптимальном плане для ВУ спроса на энерговыработку России при эффективной процентной ставке 15 % в год. В энерговыработке участвуют ЭУ на угле, ЭУ на газе, ЯЭУ

В этом плане значение функционала при ВТА = 10^{-5} 1/реакторолет составляет величину 4,85 Т\$ против 4,77 Т\$ в оптимальном плане без ЯЭ. Эта разница в значениях функционала примерно на 1,5...2,0 % говорит о том, что при оптимизации характеристик ЯЭУ последние могут войти в оптимальный план наряду с традиционными ЭУ на угле и газе.

Однако сегодняшние ЯЭУ с ВТА = 10⁻⁴ 1/реакторолет порождают значение функционала больше 13 Т\$, что неприемлемо для развития энергетики России и мира.

Такая же ситуация наблюдается для экономик России с эффективными процентными ставками 20 и 25 %/год.

На рис. 7 показаны оптимальные планы для энергетики России, когда в её экономике господствует эффективная процентная ставка 25 %/год. Читатель может сравнить эти рисунки с рис. 2 для эффективной процентной ставки 5 %/год, чтобы увидеть, как значение эффективной процентной ставки меняет структуру энергетики и доли энерготехнологий в оптимальном энергобалансе страны. Увидеть, наконец, прописную истину: с ростом процентной ставки становится выгодным строить ЭУ с низкими капиталовложениями, т.е. ЭУ малой мощности. Другими словами, ЭУ на газе вытесняют в этом случае ЭУ на угле.

Заключение

1. Снижение цен на углеводороды приводит к снижению наполнения бюджета России, что создаёт угрозу прекращения финансирования ЯЭ из бюджета. Это снижение цен может привести к вынужденному установлению свободного рынка производства энергии в России. Свободный рынок требует высокой рентабельности ЯЭ, которой в настоящее время нет.

2. В долгосрочной перспективе в мире следует ожидать как удорожания ресурсов (вследствие роста населения, роста потребления, истощения и исчерпания дешёвых ресурсов), так и роста процентных ставок.

3. Факт, что современные ЯЭУ неконкурентоспособны при процентных ставках экономики выше 10 %/год, не говорит о том, что ЯЭ вообще неконкурентоспособна. Он говорит лишь о том, что современные проекты ЯЭУ, на которых строится ЯЭ, неконкурентоспособны.

4. Чтобы новые ЯЭУ имели запас "экономической прочности", их следует проектировать по экономическому критерию не



Рис. 7. Текущая мощность (загрузка) во времени в локально-оптимальном плане для НУ (а) и ВУ (б) спроса на энерговыработку России при эффективной процентной ставке 25 % в год. Энерговыработка на интервале планирования (0, 150 лет) производится только на ЭУ на угле и ЭУ на газе

так, как это делалось раньше со ставками дисконтирования 5 и 10 %/год, а со ставками дисконтирования 15 %/год и выше, лучше – со ставками 25...30 %/год. В этом случае на конкурентном рынке ЯЭУ пробьют себе дорогу сами без какого-либо лоббирования.

5. Сегодня при высоких процентных ставках в России строительство ЯЭУ можно оправдать:

отсутствием резервов в энергосистеме страны;

энергетической безопасностью страны;

необходимостью диверсификации энерготехнологий;

желанием сохранить сложные ядерные энерготехнологии для неопределённого будущего;

необходимостью строительства референтных ядерных энергоблоков в России, чтобы соответствовать спросу на ядерные энерготехнологии за рубежом.

Хотя это более дорогой план энергопроизводства для страны, но надёжность его повышается.

6. ВТА на действующих ЯЭУ составляет де-факто 10^{-4} 1/реакторолет и больше, что делает ЯЭ неконкурентоспособной. Конкурентоспособность ЯЭ проявляется при BTA = 10^{-5} 1/реакторолет. Это значение BTA следует считать максимальным, а вновь создаваемые ЯЭУ должны иметь BTA меньше.

По экономическим причинам обеспечения конкурентоспособности ЯЭ нужно строить малые партии однотипных блоков по всему миру исключительно с целью опытной отработки безопасных ядерных энерготехнологий и из-за большой длительности решения этой проблемы. Можно строить и большие партии однотипных энергоблоков, если это позволяют экономические условия конкретного региона.

7. Поскольку системные оптимизационные расчёты энергетики России показали, что прорабатываемые варианты быстрых ЯЭУ (СВБР-100, БН-1200, БРЕСТ-1200) вошли не во все оптимальные планы, то появляется сомнение в оптимальности выбранных параметров этих ЯЭУ и их ЯТЦ, хотя сложные многопараметрические исследования ведутся на протяжении десятилетий. Складывается впечатление, что разработчики не имеют эффективных инструментов оптимизации параметров ЯЭУ и их ЯТЦ.

8. Переход к оптимальным режимам работы энергосистемы России может потребовать закрытия нерентабельных энергетических объектов. Поэтому в стоимость энергетических объектов, в том числе и в стоимость АЭС и объектов ЯТЦ, при окончательном выводе из эксплуатации (вынужденном или плановом закрытии предприятия), кроме необходимых расходов, требуемых для доведения объекта до состояния "зеленой лужайки", нужно закладывать решение социальных проблем увольняемых в виде выплаты единовременного пособия в размере не менее 100 тыс. \$ (сумма без процентов) на каждого увольняемого.

Эта сумма нужна для получения другой специальности и, быть может, переезда на другое место жительства в случае вынужденного закрытия предприятия. Эти затраты для энергоблока в 1000 МВт(э) составят менее 1 % капиталовложений.

9. Освоение ядерной энергии идёт трудно, но всё же внушает оптимизм. Человечество не откажется от ядерной энергии по простой причине: в ядре сосредоточена самая большая удельная (на 1 грамм вещества) энергия. Задача состоит в том, чтобы взять её доступным, безопасным, экологичным и экономичным способом.

Ответ на вопрос, какой безопасности следует добиваться от ЯЭУ, связан с системной оптимизацией и ЯЭУ, и ЯЭ, и всей энергосистемы. Рассмотрен один из возможных ответов на поставленный вопрос: оптимизация энергосистемы по одному (классическому) пути поиска локально-оптимального плана, а также малые вариации в окрестности этого плана, привели к оценке безопасности ЯЭУ, выразившейся в ВТА ≤ 10⁻⁵ 1/реакторолет. Однако, при этой оценке полученные локально-оптимальные планы показали неконкурентоспособность ЯЭУ при нормах дисконтирования выше 15 %/год. Так действительно получается, если пользоваться хорошо разработанными алгоритмами оптимизации невырожденных задач оптимизации.

Системная оптимизация экономики и энергетики относится к сложному классу вырожденных задач оптимизации большой размерности. Вырожденное пространство допустимых решений порождает и другие не худшие по качеству решения развития энергосистемы России и, в частности, с участием ЯЭ России. Для оптимизационного поиска таких решений нужно учитывать свойства вырожденных пространств допустимых решений. Этим особенностям будет посвящена следующая статья.

Список литературы

1. *Клименко А.В.* Математическая модель оптимизации энергосистемы и её применение: Монография. М.: НИЯУ "МИФИ", 2010.

2. *Клименко А.В.* Функционал для ввода энергоблоков в эксплуатацию в модели оптимизации развития энергосистемы и алгоритм оптимизации // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 1, с. 99–112.

3. *Клименко А.В.* Система ограничений для ввода энергоблоков в эксплуатацию в модели оптимизации развития энергосистемы. Там же, с. 80–98.

4. *Клименко А.В.* Ядерная энергетика, у которой есть будущее / Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики. Сб. докладов XXIII межвед. семинара "Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики с замкнутым топливным циклом (Нейтроника-2012)". В 2-х томах, т. 1, с. 107–124. Обнинск: ФГУП ГНЦ РФ-ФЭИ, 2013.

5. *The Future* of the Nuclear Fuel Cycle. An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, 2003.

6. *Update on the Cost* of Nuclear Power by Yangbo Du and John E. Parsons. 09-004, May 2009. Center for Energy and Environmental Policy Research. A Joint Center of the Department of Economics, MIT Energy Initiative, and Sloan School of Management.

7. *The Future* of the Nuclear Fuel Cycle. An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, 2011.

8. *Клименко А.В.* К вопросу об оптимальной структуре развития ядерной энергетики России // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2010, вып. 4, с. 81–100.

9. Клименко А.В. Оценка конкурентоспособности энергетических технологий и замкнутого ядерного топливного цикла в энергосистеме России. Там же, с. 100–111.

10. *Ядерная* энергетика. Проблемы и перспективы. Экспертные оценки. М.: ИАЭ, 1989.

11. *Реакторная установка СВБР-100.* www. gidropress.podolsk.ru/ru/projects/svbr100.php (дата обращения: 05.11.2015).

12. Рачков В.И., Поплавский В.М., Цибу-

ля А.М., Багдасаров Ю.Е., Васильев Б.А., Каманин Ю.Л., Осипов С.Л., Кузавков Н.Г., Ершов В.Н., Аширметов М.Р. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200 // Атомная энергия, апрель 2010, т. 108, вып. 4, с. 201–206.

13. *Белая книга* ядерной энергетики. Под общ. ред. проф. Е.О. А д а м о в а. 1-е изд. М.: ГУП НИКИЭТ, 1998.

14. *Пивоваров В.А.* Одноконтурный кипящий реактор для замкнутого топливного цикла. Оптимальный вариант // "Росэнергоатом" (РЭА) (Ежемесячный журнал атомной энергетики России), сентябрь 2009, № 9, с. 37–41.

15. Пономарёв Л.И., Гулевич А.В., Земс-

ков Е.А., Селиверстов В.В., Конев В.Н., Дегтярёв А.М., Карманов Ф.И., Сидоркин С.Ф., Мясников А.А., Фейнберг О.С., Гладуш Г.Г., Фурсов Б.И., Серёгин М.Б., Кузнецов А.Ю., Лизин А.А. Обоснование стратегии трансмутации минорных актинидов (МА) в замкнутом ядерном топливном цикле. Отчёт Автономной некоммерческой организации "Координационно-исследовательский центр по проблеме мюонного катализа и экзотических квантовых систем (АНО МЮКАТЕКС)" инв. № 02/НИР-10.12. 2010, госрегистрация № 01201065196. 2010.

16. *Клименко А.В.* Цена оружейного урана // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1998, спец. выпуск. Научная библиотека журнала "Конверсия в машиностроении", 1998.

17. Воробьёв Г.В., Дмитриев А.М., Дьяков А.С., Ершов Ю.И., Осанов Д.П., Попова Л.В. Плутоний в России: экология, экономика, политика. Независимый анализ. М.: Центр экологической политики России, Центр ядерной экологии и энергетической политики Социально-экологического Союза, 1994.

18. Шевелёв Я.В., Клименко А.В. Эффективная экономика ядерного топливно-энергетического комплекса. М.: РГГУ, 1996.

Контактная информация –

Клименко Анатолий Васильевич, дир. Общественного Фонда "Институт системноэкономических исследований им. Я.В. Шевелёва", проф. НИЯУ "МИФИ", тел.: +7(915)414-51-66, e-mail: anatoly-klimenko@yandex.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5, с. 94–107.

УДК 004.622, 004.624 Разработка структурированной реляционной базы данных по гражданскому плутонию России

В.В. Коробейников, П.А. Мосеев, Г.М. Пшакин, ФГУП "ГНЦ РФ-ФЭИ", 249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1, М.В. Скупов, А.Е. Глушенков, В.Ю. Рогожкин, АО "ВНИИНМ им. А.А. Бочвара", 123098, Москва, ул. Рогова, 5а Поступила в редакцию 13.02.2015 г.

За время существования советской/российской ядерной программы к настоящему времени накоплено огромное количество плутония как в рамках оружейного комплекса, так и в отработавшем топливе различных реакторов – энергетических, исследовательских, транспортных. Плутоний, накопленный в гражданской части ядерной программы СССР/России, имеет достаточно большой разброс как по изотопному составу, так и по срокам его хранения, сказывающимся на соотношении изотопов как собственно плутония, так и минорных актинидов, накапливающихся в процессе хранения. Вопросы, связанные с дальнейшей судьбой накопленного (и накапливаемого) плутония, такие как длительное хранение, захоронение или использование в виде топлива с замыканием топливного цикла, требуют точного знания: где, сколько, в каком состоянии хранится плутоний на требуемый момент времени. К сожалению, имеющаяся система учёта и контроля ядерных материалов (включая плутоний) не позволяет получить требуемую информацию. Данная работа посвящена созданию специализированной базы данных (БД) по гражданскому плутонию России, которая бы позволила готовить исходные данные для проведения системных аналитических исследований в обоснование решений, принимаемых по будущему использованию гражданского плутония России.

Ключевые слова: энергетический плутоний, БД, реляционные БД, делящиеся материалы, математическое моделирование.

Development of the Structured Relational Database for Civil Plutonium in Russia. V.V. Korobeynikov, P.A. Moseev, G.M. Pshakin, FSUE "SSC RF-IPPE", 1, Bondarenko Sq., Obninsk, Kaluga Region, 249033, M.V. Skupov, A.E. Glushenkov, V.Yu. Rogozhkin, JSC Bochvar VNIINM, 5a, Rogov St., Moscow, 123098.

By now, a large amount of plutonium has been accumulated within the weapons complex as well as in spent nuclear fuel of various reactors (power, research and propulsion) during the period of the Soviet/Russian nuclear program existence. Plutonium accumulated in the civilian nuclear program of the USSR/Russia is rather scattered in terms of its isotopic composition as well as storage time which affects isotope ratios of plutonium itself and minor actinides accumulated while storing. We should know exactly where, how much and how plutonium is stored at the required time in order to determine the future of plutonium accumulated (or being in the process of accumulation): long-term storing, disposal or use as fuel in a closed fuel cycle. Unfortunately, the existent control and accounting system of nuclear materials (including plutonium) lacks such data. The present work deals with the creation of a special-purpose database for civil plutonium in Russia which would make it possible to prepare the source data for system analytical research in justification of decisions on the future use of civil plutonium in Russia.

Key Words: Civil Plutonium, Database, Relational Databases, Fissile Materials, Mathematical Modeling.

Введение

Стратегия развития атомной энергии России строится на модели замкнутого топливного цикла, т.е. на максимально эффективном использовании урана, плутония и минорных актинидов как накопленных к настоящему времени, так и возникающих при работе реакторов на отработавшем ядерном топливе (ОЯТ). Термин "гражданский плутоний" охватывает плутоний, находящийся в обращении на ядерных установках, используемых в гражданской части ядерной энергетики России, а именно:

 накопленный в ОЯТ реакторов АЭС, облучённом топливе исследовательских реакторов, в хранилищах ОЯТ (в бассейнах выдержки и отдельных хранилищах);
– выделенный в результате переработки ОЯТ.

Значительные запасы накапливаемых делящихся материалов, в первую очередь плутония, являются ценным ресурсом для развития масштабной ядерной энергетики на основе замкнутого топливного цикла и реализации Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине XXI века [1, 2] и Федеральной целевой программы "Ядерные энерготехнологии нового поколения" [3], которые предусматривают:

повышение эффективности использования ядерного топлива;

 – снижение объёмов хранения ОЯТ и объёмов радиоактивных отходов для окончательного захоронения;

- утилизацию минорных актинидов;

– снижение рисков незаконного распространения ядерных материалов (ЯМ);

 реализацию концепции радиационноэквивалентного захоронения отходов как конечную цель безопасного обращения с делящимися материалами замкнутого ядерного топливного цикла.

В России подлежат учёту и контролю ядерные и специальные неядерные материалы, которые для краткости часто объединяют термином "Ядерные материалы". Однако согласно правилам НП-030-12 [4] государственная система учёта и контроля ЯМ не содержит данных об изотопном составе плутония, а включает только данные о его количестве в зонах баланса материалов.

Данные по изотопному составу плутония содержатся в паспортах учётных единиц (УЕ) в местах хранения, причём форматы данных весьма разнообразны. Также данные в государственной системе учёта и контроля ЯМ не содержат информации о минорных актинидах, накапливающихся в процессе хранения и влияющих на технологии замкнутого топливного цикла.

Руководством проекта "Прорыв", реализуемого в рамках ФЦП "Ядерные энерготехнологии нового поколения", поддержано предложение о создании национальной БД по гражданскому плутонию для оперативного решения таких вопросов, как:

- минимизация работ по переработке и

переочистке плутония и изготовлению смешанного уран-плутониевого топлива;

 обоснование физических вопросов безопасности активных зон с плутонием разного изотопного состава;

 подготовка исходных данных для оптимизации и подбора партий из плутония, хранящегося на складе, для изготовления загрузки;

 обеспечение ядерной, радиационной и технологической безопасности при изготовлении смешанного уран-плутониевого топлива;

– обоснование экономической эффективности замкнутого топливного цикла и др.

Целью настоящей работы является создание специализированной БД по энерге-(гражданскому) тическому плутонию (СБДП) России и программного пользовательского интерфейса, содержащего механизмы обработки, извлечения и преобразования исходных данных. СБДП должна отвечать всем современным требованиям построения реляционных БД, выполнять все основные функции, описанные ниже в п. 1, и заполнить недостающие звенья в цепочке: "Агрегация и хранение исходных данных – > Преобразование исходных данных для соответствия современным реалиям -> Выборка и фильтрация обновлённых данных -> Обработка полученных данных аналитическими и расчётными комплексами -> Сохранение и описание/интерпретация полученных результатов расчётов и исследований".

Основной акцент при создании СБДП сделан на достоверность, точность и полноту исходных данных, функциональность программной среды для работы с СБДП и удобство использования основных функций программы.

1. Описание специализированной БД по энергетическому (гражданскому) плутонию России

1.1. Назначение и функции СБДП

Первоочередной задачей СБДП является возможность подбора технологических партий выделенного плутония для изготовления загрузок активных зон реакторов БРЕСТ, БН-800 и БН-1200. Вместе с тем СБДП может быть использована и для решения более широкого круга задач, связанных с обоснованием замкнутого топливного цикла. В соответствии с этими задачами определяются и функции, которые должна выполнять СБДП, а именно:

содержать набор данных, необходимый для проведения аналитических исследований в обоснование задач различных вариантов топливного цикла ядерной энергетики России, по местам хранения плутония и учётным единицам¹;

 проводить пересчёт изотопного состава плутония и содержания в нём минорных актинидов на заданный момент времени;

 обеспечивать возможность подбора партий плутония заданного изотопного состава для переочистки и изготовления топлива.

1.2. Описание таблиц

СБДП формируется на основе отдельных таблиц, связанных между собой по определённым алгоритмам. Структура построения таблиц "от общего – к частному", т.е. от места нахождения УЕ (АЭС или отдельное хранилище) до набора данных по УЕ, которые определены требованиями к СБДП.

<u>Ниже представлен перечень таблиц, составляющих основу СБДП:</u>

1) места хранения ТВС ОЯТ,

2) данные по местам хранения (таблица для TBC),

3) ядерные материалы в учётной единице (ЯМ в УЕ – ТВС ОЯТ),

4) по местам хранения (таблица для контейнеров).

<u>Вышеприведенные таблицы делятся на</u> <u>три категории:</u>

таблицы с данными о местах хранения плутония с общими данными по количеству хранящегося плутония в этих местах;

– таблицы с данными об УЕ хранения (ТВС, стаканы/контейнеры, другие);

– таблицы с данными о ЯМ в УЕ (уран и плутоний в случае ТВС, плутоний в случае стакана/контейнера)².

<u>Полная информация об УЕ (паспорт)</u> включает:

 предприятие (полное или кодированное название);

– зону баланса;

– идентификационный номер УЕ;

– вид материала – физ./хим. форма;

- делящийся элемент;

- количество (вес) ЯМ;

 количество основного делящегося изотопа/материала;

– изотопный состав (плутония)/обогащение (урана);

 дата выделения (последней очистки для плутония);

– дата выгрузки из реактора и энерговыработка для облучённой ТВС.

2. Заполнение СБДП данными с мест хранения

2.1. Данные Росэнергоатома (плутоний, накопленный в ОЯТ)

Данные по плутонию, накопленному в ОЯТ АЭС (реакторы ВВЭР-210, 440, 1000, РБМК, АБВ, БН-600) и топливе исследовательских реакторов, получены по расчёт-

¹ Учётная единица – объект, содержащий ЯМ, имеющий индивидуальный атрибутивный признак или индивидуальную совокупность атрибутивных признаков, параметры которого зарегистрированы в учётных документах, а целостность подтверждена мерами контроля доступа с момента регистрации учётных данных (определение НП-030-12 [4]); в нашем случае – это "стакан" с диоксидом плутония (выделенный плутоний в хранилище) или ТВС (в случае плутония в ОЯТ).

² Важным элементом для практики является разброс (неточность) используемых данных; неопределённость данных для ОЯТ ТВС зависит от расчётных программ, используемых на АЭС при подготовке паспорта ТВС; для выделенного плутония неопределённость будет связана с точностью методик и приборов, используемых для измерения как количества ЯМ, так и его изотопного состава; остаётся пока не решённым до конца вопрос, в форме каких таблиц внести в СБДП неопределённость исходных данных.

ным программным комплексам, созданным для каждого типа реакторов. Точность расчётных данных составляет 10...15 % по количеству и изотопному составу накопленного плутония и зависит от типа реактора, места облучения ТВС и других факторов. Реальные данные будут получены в процессе переработки ОЯТ.

Данные по ТВС поставляются из организации Росэнергоатом и представляют собой электронные файлы текстового формата (*.txt). Содержимое входных файлов данных соответствует специально разработанному формату.

2.2. Данные с предприятий Росатома (плутоний, хранящийся в ОЯТ, и выделенный плутоний)

2.2.1. ПО Маяк

Промышленное выделение гражданского плутония из ОЯТ ВВЭР-440, БН-600, исследовательских и транспортных реакторов началось в 1977 г. Информация по характеристикам диоксида плутония, загружаемого в "стаканы"/контейнеры, в период времени до начала 90-х заполнялась от руки в паспорта на каждую УЕ. Измерения массовой доли плутония в диоксиде, изотопного состава плутония, содержания примесей (для некоторых партий) выполнялись с усреднённой пробой, отобранной от партии. Массу диоксида плутония измеряли в каждом контейнере. Измерения изотопного состава проводились масс-спектрометрическим методом. Партия диоксида расфасовывалась в один или несколько (до 12) контейнеров.

С 2007 г. паспорта стали заполняться в электронном виде. Паспорт заполняется на партию, но с весовыми данными для каждого контейнера. На окончание 2013 г. на ПО Маяк хранится около 50 т выделенного "гражданского" плутония [5].

Необходимо иметь в виду, что на ПО Маяк временно (до переработки) хранятся ТВС, поступающие на предприятие для переработки.

2.2.2. Горнохимический комбинат (ГХК)

На ГХК организовано долговременное хранение ОЯТ ВВЭР-1000 и РБМК. Поскольку его переработка откладывается до строительства соответствующего радиохимического производства, то информация о плутонии, хранящемся в данном ОЯТ, может рассматриваться как исходная для анализа долговременного планирования развития ядерной энергетики России.

Также на ГХК планируется подготовка плутония для изготовления смешанного топлива для реакторов БРЕСТ, БН-800 и БН-1200.

3. Функциональные возможности СБДП

3.1. Модульная структура СБДП

Несмотря на простой и интуитивно понятный пользовательский интерфейс, созданный программный продукт имеет весьма сложную структуру. В целях упрощения восприятия программного кода и эффективности работы программы вся программная структура разделена на логические и физические модули.

<u>Плюсы такого подхода включают сле-</u> дующее:

 удобная доработка и модификация программы позволяют вносить изменения в конкретный модуль без изменения остальных;

– быстрый поиск и исправление ошибок
в программе на этапе отладки и тестирования;

– полный контроль разработчика над выполняемыми функциями программы, контроль применяемых системных и аппаратных ресурсов, своевременное освобождение оперативной памяти от неиспользуемых на данный момент времени модулей.

Программа SBDP-desktop включает в себя:

– поисковый модуль,

– модуль сложной выборки данных из БД,

– модуль добавления данных в БД,

– модуль импорта данных из файлов,

– модуль модификации данных,

- расчётный модуль,

– модуль помощи пользователю,

 – модуль разделённого доступа к данным.

3.2. Расчёт изменения изотопного состава ЯМ на заданный момент времени

Вычисления нуклидного состава выгруженных ТВС или выделенного плутония после длительного хранения производятся на основе заранее рассчитанной библиотеки изменения нуклидного состава во времени.

Для создания данной библиотеки с помощью модуля CREDE, входящего в программный комплекс CYCLE [6], предварительно вычисляется нуклидный состав плутония или тяжёлого металла TBC в зависимости от времени выдержки топлива после регенерации или окончания облучения в реакторе до рассматриваемого момента времени.

При расчёте изотопного состава рассматриваются цепочки радиоактивных распадов до стабильных изотопов. Соответствующая им система дифференциальных уравнений вследствие её громоздкости здесь не приводится. Начальным условием для системы дифференциальных уравнений, описывающих процессы радиоактивного распада при хранении топлива, служит состав топлива, выгруженного из зон тепловых и быстрых реакторов, или начальный состав выделенного плутония.

4. Описание пользовательского интерфейса

Программный комплекс SBDP получает данные извне посредством механизмов импорта файлов данных и через ручной ввод данных оператором БД [7].

Выбирая режим ручного ввода данных, следует помнить, что наибольшее количество ошибок возникает под воздействием человеческого фактора, т.е. по невнимательности оператора или расчётчика, выполняющего ввод данных.

Данные, вводимые в ручном режиме, должны проверяться на корректность напи-

сания (знаки, наличие чужеродных символов и букв, непротиворечивость общим правилам), также будут присутствовать блокированные поля, которые не позволят ввести данные, имеющие неправильный тип или избыточную длину, но эти проверки и ограничения не исключат других ошибок, которые могут возникнуть из-за человеческого фактора.

В режиме импорта файлов данных влияние человеческого фактора на ввод данных в СБДП сведено к минимуму. От оператора потребуется только выбрать нужный файл и указать программе путь к этому файлу данных.

Ручной ввод данных производится в том случае, когда данные с места хранения УЕ поставляются в рукописном виде и не представляется возможным автоматически перевести их в электронное представление для импорта в БД.

В случае, когда с места хранения данные поставляются в специализированных файлах данных, запускается механизм импорта файлов данных. Этот механизм автоматически считывает данные из файла и заносит в БД.

Пользовательский интерфейс для работы с СБДП (SBDP-desktop) представляет собой набор связанных форм, содержащих элементы управления и визуализации, различные меню и набор пользовательских подсказок.

Одной из основных задач было разработать интуитивно понятный пользовательский интерфейс. Благодаря этому неподготовленный пользователь может практически сразу приступить к работе и не испытывать никаких трудностей при работе с СБДП. Также для уменьшения порога вхождения в программу SBDP-desktop для пользователя разработаны специальные подсказки:

 контекстные меню и всплывающие подсказки, которые появляются при наведении курсора "мыши" на интересующий пользователя элемент управления на форме программы;

- сопутствующая документация, кото-

рая располагается в директории с программой.

Пример пользовательского интерфейса, а именно, модуль поиска в СБДП, представлен на рисунке.

Поисковый модуль осуществляет поиск в БД по заданному составу плутония. Программа снабжена расчётным механизмом для пересчитывания нуклидного состава топлива к расчётному году, т.е. приведения изначального состава плутония к составу плутония на нужную дату.

Пользовательский интерфейс данного модуля разделён на несколько логических областей: в верхней части окна программы находится область информации о функциях и БД, в центральной части окна располагаются элементы управления для поиска в БД по делящимся нуклидам (данные вводятся в %). А в нижней части окна расположены элементы для работы с найденным составом плутония – приведение состава Ри к указанному времени в будущем.

5. Доступ к СБДП

В разрабатываемом программном продукте реализован ограниченный доступ пользователей к модификации и удалению данных.

Ограничение доступа к данным обосновано важными требованиями к хранимому в СБДП объёму информации:

 – сохранение достоверности данных,
полученных из первоисточников – систем учёта ЯМ с мест хранения;

 использование СБДП как источника исходной информации для проведения широкого круга исследований по вопросам применения плутония в задачах топливного цикла различного типа;

 возможность эффективного подбора партий плутония заданного изотопного состава для дальнейшего использования при изготовлении загрузки определённого типа реактора.

Для разграничения доступа к БД все пользователи SBDP-Desktop должны быть разделены на группы. Каждая пользова-



Рисунок. Пример пользовательского интерфейса. Окно "Поиск в БД"

тельская группа имеет свой уровень доступа к данным и действиям с ними.

Заключение

Создаваемая БД по гражданскому плутонию России является эффективным рабочим инструментом для проведения широкого круга аналитических исследований в обоснование замкнутого топливного цикла ядерных энергетических систем, основанных как на реакторах на быстрых нейтронах, так и в комбинации реакторов на быстрых и тепловых нейтронах. Этот инструмент позволит подготовить необходимый набор исходных данных для проведения экономических, технологических и физических аналитических исследований.

Список литературы

1. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. М.: Минатом России, 2000.

2. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. Иллюстрация основных положений. М.: ФГУП "Цнииатоминформ", 2001.

3. *Ядерные энерготехнологии* нового поколения на период 2010-2015 годов и на перспекти-

ву до 2020 года: федеральная целевая программа, утв. Постановлением Правительства РФ от 03 февраля 2010 г. № 50.

4. Основные правила учёта и контроля ядерных материалов, НП-030-12. Приказ Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17.04.2012 г. № 255.

5. Заявление РФ в МАГАТЭ в соответствии с "Руководством по обращению с плутонием", INFCIRC /549/Add.9/14, iaea.org, 2012.

6. *Мосеев П.А., Коробейников В.В., Мосеев А.Л.* Оптимизация управления складскими запасами плутония в замкнутом топливном цикле с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах // Изв. вузов. Ядерная энергетика, 2013, № 2, с. 123–132.

7. *Мосеев П.А., Пшакин Г.М.* База данных гражданского плутония России. Сб. докладов XXV научно-техн. конф. "Нейтронно-физичес-кие проблемы атомной энергетики (Нейтрони-ка-2014)".

Контактная информация – Мосеев Павел Андреевич, м. н. с., тел.: 8(48439) 9-80-86, e-mail: pmoseev@ippe.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 5. с. 108–114.

Семинар "Физика ядерных реакторов"

Начиная с 1999 г. в НИЦ "Курчатовский институт" работает семинар "Физика ядерных реакторов". Руководитель семинара – начальник Отдела физики ядерных реакторов С.М. Зарицкий.

К моменту выпуска настоящего номера журнала состоялось 151 заседание семинара, тематика которого по факту не ограничивается заявленной в его названии.

В качестве докладчиков и участников семинара выступают специалисты НИЦ КИ и других Институтов.

Информация о семинаре размещается на сайте НИЦ "Курчатовский институт" (www.nrcki.ru), а также рассылается участникам семинара.

В настоящее время семинар проходит по пятницам, в 11-00, в конференц-зале Курчатовского ядерно-технологического комплекса (здание № 158, помещение 412). Проход в здание свободный. Сотрудники внешних организаций проходят на территорию НИЦ КИ по списку. Заявки на включение в список принимает Старостина Елена Анатольевна по телефону 8(499)196-71-98 или по электронной почте zaritskiy_sm@nrcki.ru.

В 2014 году состоялись 7 заседаний семинара (со 134-го по 140-е). Информация о 134...137 заседаниях опубликована в выпуске № 1-2 журнала "Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов" за 2014 год, информация о 138...140 заседаниях семинара опубликована в выпуске № 4 за 2014 год. Информация о 141...148 заседаниях семинара опубликована в выпуске № 2 журнала за 2015 год.

Ниже приводится информация о 149...151 заседаниях семинара и аннотации докладов, предоставленные докладчиками.

149-е заседание, 18 сентября 2015 г. (более 170 участников из НИЦ КИ и 37-ми других московских и Российских организаций и учебных заведений).

Тема: CFD (Computational Fluid Dynamics) коды – эффективный инструмент поддержки проектирования и обоснования безопасности АЭС или генератор красивых картинок для начальства (Colours for Directors)?

Докладчик: С.Л. Соловьев, АО "ВНИИАЭС".

На конкретных примерах рассмотрены возможности CFD-кодов, трудности, возникающие при их практическом использовании, и наиболее типичные ошибки, допускаемые при расчётах. Сформулированы основные принципы эффективного применения CFD-кодов, определены требуемые вычислительные мощности. Проанализированы перспективы и методы объединения с системными теплогидравлическими кодами, нейтронно-физическими кодами и т.д.

150-е заседание, 02 октября 2015 г. (более 90 участников из НИЦ КИ и 20-ти других московских и Российских организаций и учебных заведений).

Тема: Анализ механизмов транспорта крови в сердце и магистральных сосудах на базе точных решений нестационарных уравнений гидродинамики для класса самоорганизующихся смерчеобразных потоков.

Авторы: Городков А.Ю., Кикнадзе Г.И., Талыгин Е.А., Миронов А.А., Жоржолиани Ш.Т., Крестинич И.М., Агафонов А.В., Бокерия Л.А., Научный центр сердечнососудистой хирургии им. А.Н. Бакулева.

Механизмы транспорта крови в системе кровообращения до сих пор остаются малоизученной проблемой, которая имеет большое значение как для понимания общих физиологических процессов, происходящих в организме, так и для решения практических задач кардиологии и кардиохирургии.

В докладе представлены результаты исследований, которые проводятся в Научном центре сердечно-сосудистой хирургии им. А.Н. Бакулева с 1992 г.

Суть работы состоит в разработке количественного подхода к анализу механизмов транспорта крови в сердце и магистральных сосудах на основании точных решений нестационарных уравнений гидродинамики для класса самоорганизующихся смерчеобразных потоков вязкой жидкости, опубликованных в 1986 г. сотрудниками ИАЭ им. И.В. Курчатова Г.И. Кикнадзе и Ю.К. Красновым.

Представлены результаты экспериментов и клинических исследований, подтверждающие смерчевую природу потока крови. Показаны способы практического использования предложенного подхода для диагностики заболеваний сердечно-сосудистой системы и для конструирования имплантируемых устройств, контактирующих с потоком крови.

151-е заседание, 30 октября 2015 г. (более 80 участников из НИЦ КИ и 15-ти других московских и Российских организаций и учебных заведений).

Тема: Применение методов статистического анализа для расчётного обоснования безопасности реакторных установок.

Докладчик: Козлачков А.Н., АО ОКБ "ГИДРОПРЕСС".

Сопоставляются различные подходы к расчётному обоснованию безопасности реакторных установок: классический консервативный подход и анализы неопределённости и чувствительности. Представлены различные способы статистической обработки данных многовариантных расчётов.

Рассматривается методика статистического анализа расчётных данных, которая позволяет определить вероятность нарушения критериев безопасности в переходных процессах при множественных отказах ОР СУЗ. Данная методика используется для анализа надёжности системы аварийной защиты реактора.

Обсуждаются современные методы обработки статистических данных – искусственные нейронные сети, которые обладают некоторыми преимуществами по сравнению с традиционными математическими моделями (например, линейной поверхностью отклика). Нейронная сеть моделирует нелинейные закономерности между входными и выходными параметрами, обладает большими возможностями обучения, способна моделировать резкие изменения в ходе динамического процесса.

Правила оформления статей

При подготовке статьи в сборник автор должен руководствоваться стандартом "Оригиналы авторские и текстовые издательские" (ОСТ 29.115 – 88). К авторским оригиналам, передаваемым для издания, предъявляются следующие требования.

1. Экземпляр статьи должен быть первым, отпечатан на одной стороне листа формата A4 **шрифтом № 12 через 2 интервала**. Статья должна быть составлена в следующем порядке: индекс УДК; заглавие; инициалы и фамилии авторов; место работы каждого автора с почтовым адресом; аннотация (не более 10 строк); ключевые слова – всё вышеперечисленное на русском и английском языках; текст; список литературы; таблицы; рисунки; подрисуночные подписи (на отдельном листе).

2. Статья должна также предоставляться обязательно в виде электронной версии обычным шрифтом № 12 Times New Roman, междустрочный интервал – одинарный, в редакторе Word 97 или более поздних версий. Текст не форматируется, в качестве имени файла используется ФИО первого автора статьи. Кавычки в тексте ставятся при английской раскладке клавиатуры ("..").

3. Содержание статьи должно быть кратким и чётким. Исключаются общие рассуждения, известные положения. Не допускается дублирование материала в тексте, таблицах, подрисуночных надписях. Необходимо соблюдать единообразие в написании терминов, наименований физических величин и единиц измерения, условных обозначений, сокращений, символов. Наименования и обозначения единиц физических величин необходимо приводить в системе СИ.

Необходимо обращать внимание на написание прописных и строчных букв: русские и греческие буквы (α , β , γ , ϕ и т.д.) набираются прямо, а латинские (x, y, z, w и т.д.) – курсивом. Те же требования в обозначениях нужно соблюдать при написании индексов и степеней в формулах. Обозначения матриц и векторов набираются полужирным шрифтом прямо. Формулы, включённые в текст, следует набирать без увеличения интервала между строками, например b/d, $\exp(x/e)$.

4. Таблицы нумеруются, каждая таблица должна иметь заголовок. Сокращения в графах таблицы не допускаются. В тексте необходимы ссылки на все таблицы. Каждая таблица печатается на отдельном листе, а в электронном виде представляется в отдельном файле.

5. Формулы нумеруются арабскими цифрами, номер ставится с правой стороны листа в круглых скобках. Нумеровать следует только те формулы и уравнения, на которые есть ссылка в последующем изложении. Формулы выполняются в редакторах Equation 3.0 или MathType при невозможности набора на клавиатуре ($x_n^2, y_m^n, \sqrt{x}, \int_0^1 x, \frac{1}{y}$ и т.д.). Подстрочные и надстрочные индексы вводятся с клавиатуры (x_3 , км² и т.д.), греческие буквы вставляются через Меню Вставка \rightarrow символ.

6. В тексте статьи рисунок обязательно представляется на отдельном листе формата не более А4. На рисунках допускается минимальное число обозначений – краткие цифровые (по порядку номеров слева направо или по часовой стрелке) или буквенные обозначения. Все пояснения выносятся в подрисуночные подписи. Внутренние надписи на рисунках набираются шрифтом № 11. Внизу каждого рисунка должны быть приведены его номер и подрисуночная подпись шрифтом № 11. При наличии нескольких различных графиков на одном рисунке каждый из них обозначается русскими буквами а), б), в) и т.д. и расшифровывается. **В компьютерном виде рисунки представляются в отдельных файлах**, выполненные в графических редакторах *Paint, PhotoShop, CorelDraw, jpg, png* (фотографии в растровом формате *tif, dpi*-300). Рисунки в Word не вставлять кроме случаев, когда рисунок изначально выполнен в Word.

7. Ссылки на литературу в тексте даются по порядку арабскими цифрами в квадратных скобках. Список литературы составляется в той же последовательности, в которой приводятся ссылки на литературу. Фамилии и инициалы авторов набираются полужирным курсивом.

8. Список литературы следует оформлять в соответствии с Государственным стандартом "Библиографическая ссылка" (ГОСТ Р 7.0.5–2008), в частности, необходимо указать :

а) для журнальных статей – фамилии и инициалы **всех** авторов, название статьи, название журнала (без кавычек), год, том, выпуск, номер, страницы;

б) для книг – фамилии и инициалы всех авторов, полное название книги, место издания, издательство (без кавычек), год издания;

в) для авторефератов диссертаций – фамилию и инициалы автора, название автореферата диссертации, на соискание какой учёной степени написана диссертация, место и год защиты;

г) для препринтов – фамилии и инициалы **всех** авторов, название препринта, наименование издающей организации, шифр и номер, место и год издания;

д) для патентов – фамилии и инициалы **всех** авторов, название патента, страну, номер и класс патента, дату и год заявления и опубликования патента;

е) для отчётов – фамилии и инициалы всех авторов, название отчёта, инвентарный №, наименование организации, год выпуска;

ж) для электронных источников – полный электронный адрес (включая дату обращения к источнику), позволяющий обратиться к публикации.

9. В конце текста указывается контактная информация об авторах статьи: фамилия, имя и отчество (полностью), должность, телефон, e-mail и по желанию автора – домашний почтовый адрес.

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

Серия: Физика ядерных реакторов

Выпуск 5

Ответственный за выпуск С.М. Зарицкий (тел./факс: (499)196-71-98, e-mail: zaritskiy_sm@nrcki.ru)

Редактор **В.В. Пчелин** (тел./факс: (499)196-99-44, e-mail: pchelin_vv@nrcki.ru)

Подписано в печать 23.11.15. Формат 70×108/16 Печать цифровая. Усл. печ. л. 15,25. Уч.-изд. л. 14. Тираж 250. Индекс 3646. 11 статей. Заказ 69

> Отпечатано в НИЦ "Курчатовский институт" 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1