

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
“КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:

Физика ядерных реакторов

2005

ВЫПУСК

3

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР “КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

**В О П Р О С Ы
А Т О М Н О Й
Н А У К И
И
Т Е Х Н И К И**

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ:

ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

ИЗДАЕТСЯ С 1989 г.

ВЫПУСК 3

**ФИЗИКА И МЕТОДЫ РАСЧЕТА
ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ**

МОСКВА – 2005

Выпуски "Физика и методы расчета ядерных реакторов" подготавливаются Российским научным центром "Курчатовский институт" и ранее выходили в составе серии "Физика и техника ядерных реакторов". Данный выпуск тридцать шестой.

Редакционная коллегия серии :

А.Ю. Гагаринский (главный редактор),
С.М. Зарицкий (зам. главного редактора), В.Ф. Колесов,
С.Д. Малкин, А.Е. Крошилин, Е.А. Старостина (отв. секретарь).

В серии "Физика и методы расчета ядерных реакторов" публикуются материалы по следующим вопросам:

- математические проблемы теории переноса и теории реакторов;
- теория и методы расчета ядерных реакторов, blankets термоядерных реакторов, радиационной защиты, переноса излучений;
- проблемы обеспечения расчетных и экспериментальных исследований программами для ЭВМ; описания и аннотации программ, комплексов и систем программ;
- расчетные исследования по физике ядерных реакторов, blankets термоядерных реакторов, радиационной защиты, переноса излучений;
- экспериментальные методы и экспериментальные исследования по физике ядерных реакторов и в перечисленных смежных областях;
- общие проблемы ядерной энергетики.

Материалы для опубликования следует направлять в Российский научный центр "Курчатовский институт" на имя главного редактора серии.

Materials related to the topics described below are published in series "Nuclear Reactor Physics":

- mathematical problems of transport and nuclear reactor theory;
- theory and calculational methods for nuclear reactors, fusion reactor blankets, radiation shielding and radiation transport;
- codes for calculational and experimental investigations; descriptions and abstracts of codes, code complexes and systems;
- calculational analysis of reactor, blanket and shielding performances and radiation transport; calculational analysis of some nuclear energy development aspects;
- experimental methods and experimental analysis in field of nuclear reactor physics and other above mentioned items;
- general problems of nuclear power.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

УДК 621.039.57

О взаимосвязи барометрического и температурного коэффициентов реактивности водо-водяного реактора нулевой мощности (высокотемпературного критического стенда)

Ф.М. Митенков, Р.А. Сивков,

ОКБМ, г. Нижний Новгород, Бурнаковский пр., 15

Представлены полученные на нулевой мощности результаты измерения барометрического коэффициента реактивности водоводяного реактора в процессе его разогрева внешним источником тепла до температуры ~ 300 °С. Установлена взаимосвязь термодинамических характеристик обыкновенной воды с коэффициентами реактивности по температуре и давлению. Осуществлено разделение температурного коэффициента на плотностную и собственно температурную составляющие. Показана полезность измерения барометрического коэффициента для оценки полноты и значимости результатов экспериментов, для формирования четких представлений об условиях ядерной безопасности проектируемых реакторов.

ON INTERRELATION OF BAROMETRIC AND TEMPERATURE REACTIVITY COEFFICIENTS OF ZERO POWER LWR (HIGH TEMPERATURE CRITICAL TEST FACILITY). F.M. MITENKOV, R.A. SIVKOV. The paper presents the results of barometric reactivity coefficient measurement for zero power LWR obtained during its heating by the outer heat source up to the temperature of ~ 300 °C. Thermodynamic characteristics of light water and temperature and pressure reactivity coefficients are interrelated. Temperature coefficient is separated into density and proper temperature components. Profit of barometric reactivity coefficient measurement is shown for estimation of completeness and importance of experiment results and for forming of clear ideas on nuclear safety of designed reactors.

Температурный коэффициент реактивности является одной из наиболее важных характеристик реактора с водой под давлением. Дополнительное измерение барометрического коэффициента в широком диапазоне температур позволяет заметным образом повысить эффективность критического эксперимента: обеспечивается возможность разделения температурного коэффициента на плотностную и собственно температурную (при постоянной плотности воды) составляющие. Практическая реализация поставленной задачи осуществлена авторами за счет использования системы точного измерения температуры и методики измерений в режиме квазистационарного разогрева стенда [1], обеспечивающем одновременное изменение температуры всех частей активной зоны и отражателя на одну и ту же величину при условии надежной теплоизоляции стенда и неизменной мощности электронагревателей (здесь и ниже речь идет о критстенде нулевой мощности, разогреваемом за счет внешних электронагревателей).

Для вывода основных соотношений температурный коэффициент реактивности $(\partial\rho/\partial t)_{\text{эксп}}$, получаемый в эксперименте, в зависимости от выбора независимых переменных может быть выражен двояким образом:

$$\left(\frac{\partial\rho}{\partial t}\right)_{\text{эксп}} = \left(\frac{\partial\rho}{\partial t}\right)_p + \left(\frac{\partial\rho}{\partial p}\right)_t \left(\frac{dp}{dt}\right); \quad (1)$$

$$\left(\frac{\partial\rho}{\partial t}\right)_{\text{эксп}} = \left(\frac{\partial\rho}{\partial t}\right)_v + \left(\frac{\partial\rho}{\partial v}\right)_t \left(\frac{dv}{dt}\right); \quad (2)$$

где p, t – соответственно давление и температура в активной зоне, v – удельный объем замедлителя.

Входящие в выражения (1) значения $(\partial p/\partial t)_{\text{эксп}}$, $(\partial p/\partial p)_i$ и $\partial p/\partial t$ могут быть измерены, поэтому соотношение (1) можно рассматривать как способ определения $(\partial p/\partial t)_p$ или при известном $(\partial p/\partial t)_p$ как средство вычисления $(\partial p/\partial t)_{\text{эксп}}$ для произвольного закона изменения давления от температуры. Соотношение (2) позволяет разделить $(\partial p/\partial t)_{\text{эксп}}$ на составляющие, первая из которых связана с изменением температуры активной зоны, а вторая – плотности (удельного объема) замедлителя. Так как параметры в правой части (2) не могут быть получены в эксперименте, найдем для них выражения через измеряемые и табличные величины.

Используя свойства якобианов [2], имеем для $(\partial p/\partial t)_v$,

$$\left(\frac{\partial p}{\partial t}\right)_v \equiv \frac{\partial(p, v)}{\partial(t, v)} = \frac{\partial(p, v)}{\partial(p, t)} \frac{\partial(p, t)}{\partial(t, v)} = \left(\frac{\partial p}{\partial t}\right)_p + \left(\frac{\partial p}{\partial p}\right)_i \frac{\beta}{k}, \quad (3)$$

где $\beta = (1/v)(\partial v/\partial t)_p$ – температурный коэффициент объемного расширения, а $k = -(1/v) \times (\partial v/\partial p)_i$ – коэффициент объемной сжимаемости для воды; их значения могут быть получены с помощью стандартных таблиц термодинамических свойств воды и водяного пара [3]. Комбинируя (1) и (3), получим для $(\partial p/\partial t)_v$,

$$\left(\frac{\partial p}{\partial t}\right)_v = \left(\frac{\partial p}{\partial t}\right)_{\text{эксп}} + \left(\frac{\partial p}{\partial p}\right)_i \left(\frac{\beta}{k} - \frac{dp}{dt}\right). \quad (4)$$

Комбинируя (2) и (4), имеем для плотностной составляющей

$$\left(\frac{\partial p}{\partial v}\right)_i \frac{dv}{dt} \equiv \left(\frac{\partial p}{\partial \gamma}\right)_i \frac{d\gamma}{dt} = - \left(\frac{\partial p}{\partial p}\right)_i \left(\frac{\beta}{k} - \frac{dp}{dt}\right), \quad (5)$$

где $\gamma = 1/v$ – плотность замедлителя.

Для плотностного коэффициента реактивности замедлителя может быть получено следующее выражение:

$$\left(\frac{\partial \rho}{\partial \gamma}\right)_i \equiv \left(\frac{\partial p}{\partial p}\right)_i \left(\frac{\partial p}{\partial v}\right)_i \left(\frac{\partial v}{\partial \gamma}\right)_i = \frac{v}{k} \left(\frac{\partial p}{\partial p}\right)_i. \quad (6)$$

Соотношения (4)...(6) дают возможность выразить искомые коэффициенты реактивности только через экспериментально определяемые и табличные величины.

Выясним физический смысл отношения β/k в (3)...(5). Для $dp/dt = \beta/k$ из (5) следует, что плотностная составляющая равна нулю, а из (4), что $(\partial p/\partial t)_{\text{эксп}} = (\partial p/\partial t)_v$. Таким образом, выражение $dp/dt = \beta/k$ есть условие постоянства плотности воды при изменении температуры.

В качестве примера использования полученных соотношений на рис. 1, 2 приведены результаты измерения зависимостей от температуры $(\partial p/\partial p)_i$ и $(\partial p/\partial t)_{\text{эксп}}$, полученные на нулевой мощности для активной зоны водо-водяного реактора, содержащего металлическое топливо на основе высокообогащенного урана. Измерения выполнены для околокритических состояний активной зоны, поддерживаемых за счет перемещения органа компенсации из большого числа поглощающих стержней; погрешности результатов оцениваются в 3...10% (рис. 1) и 3...5% (рис. 2).

Отметим здесь, что приведенные значения погрешностей базируются на применении разработанной авторами методики, позволяющей осуществлять измерение приращений температуры с погрешностью не более 0,05...0,1 °C. Из рис. 3 можно видеть также, что надежная регистрация температуры в активной зоне может осуществляться не ранее, чем через ~ 12 мин после изменения давления. Для каждого критического стенда это время строго индивидуально, что должно учитываться при выполнении экспериментов или разработке методики измерений.

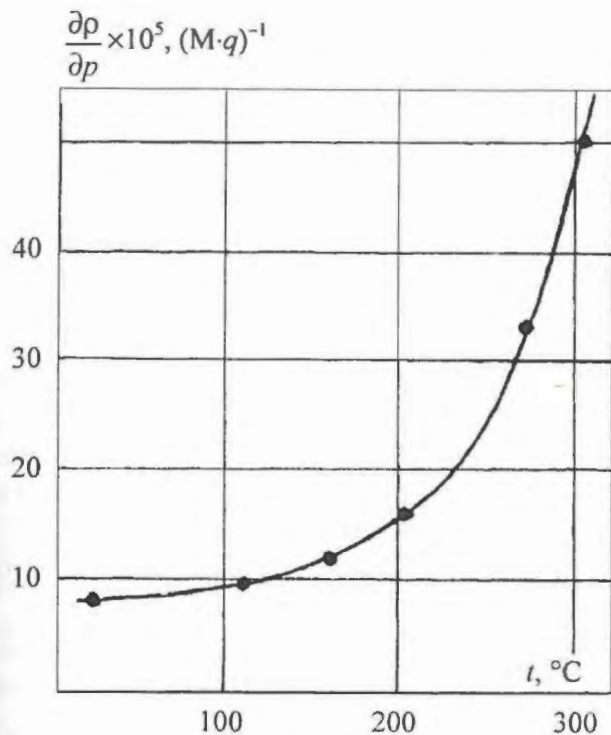


Рис. 1. Зависимость $(\partial\rho/\partial p)$, от температуры

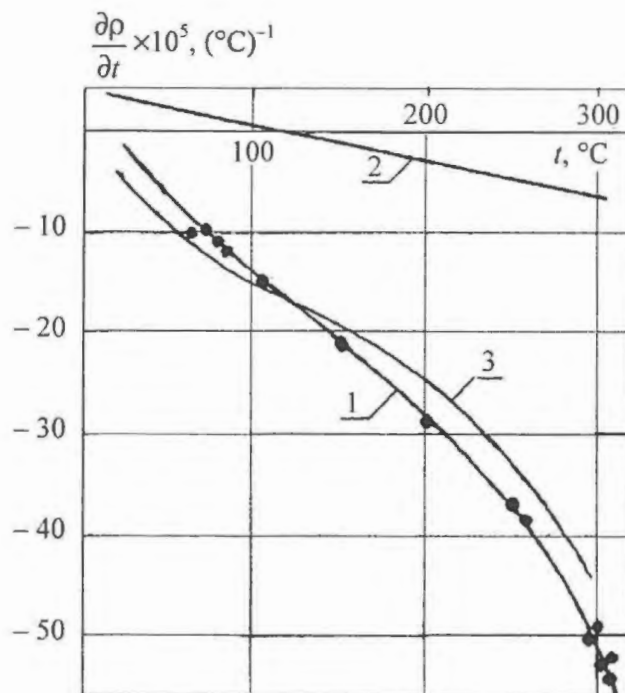


Рис. 2. Зависимость от температуры: 1 - $(\partial\rho/\partial t)_{\text{эксп}}$; 2 - $(\partial\rho/\partial t)_v$; 3 - $(\partial\rho/\partial v)(dv/dt)$

На рис. 2 представлены также результаты разделения $(\partial\rho/\partial t)_{\text{эксп}}$ на плотностную и температурную составляющие с помощью (4), (5). При этом использовались полученные на основе [3] значения β/k (рис. 4), учитывающие реальную зависимость dp/dt от температуры. Видно, что для исследуемого реактора при $t > 200^\circ\text{C}$ основной вклад в $(\partial\rho/\partial t)_{\text{эксп}}$ вносит плотностная составляющая; необходимо также отметить отрицательный знак температурной составляющей.

При рассмотрении результатов следует иметь в виду, что барометрический коэффициент реактивности, присутствующий в каждом из соотношений (3)...(6), включает в себя эффекты сжимаемости не только воды, но и твердых материалов активной зоны, таких как твэлы, выгорающие поглотители и т.д. Так как коэффициенты сжимаемости большинства из них почти на два порядка ниже коэффициента сжимаемости воды [3], можно считать, что $(\partial\rho/\partial p)$, и величины, определяемые соотношениями (3)...(6), в основном связаны со свойствами воды. При необходимости эффекты сжимаемости твердых компонент активной зоны могут быть учтены расчетным путем.



Рис. 3. Приращение температуры как функция времени

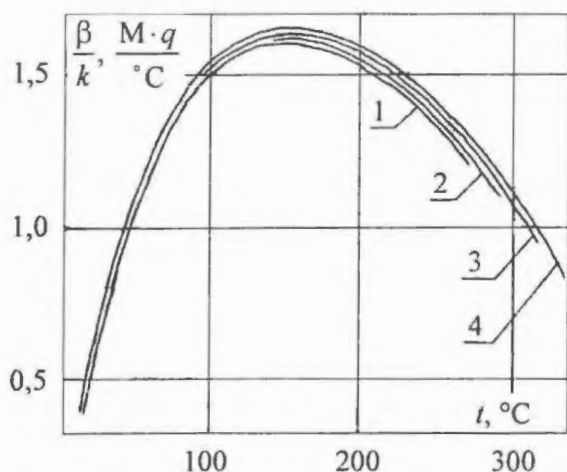


Рис. 4. Зависимость β/k от температуры и давления: 1, 2, 3, 4 – для $p = 5, 10, 15, 20$ МПа, соответственно

Измерение барометрического коэффициента реактивности дает возможность непосредственного получения требуемого действующими нормативными документами [4] коэффициента реактивности по плотности замедлителя.

Заключение

На примере практического использования совместных измерений барометрического и температурного коэффициентов реактивности показана необходимость исследования и дальнейшего совершенствования экспериментальных методик для улучшения представительности и полноты экспериментальных данных для проектируемых реакторов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Лыков А.В. Теория теплопроводности. – М.: Высшая школа, 1967.
2. Ландау Л.Д., Лившиц Е.М. Статистическая физика. – М.: Наука, 1964. – С. 71.
3. Ривкин С.Л., Александров А.А., Кременевская Е.А. Термодинамические производные для воды и водяного пара. – М.: Энергия, 1974.
4. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. ПБЯ РУ АС-89, 1990.

Статья поступила в редакцию 03 марта 2005 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 3, с. 3 – 6.

МЕТОДЫ РАСЧЕТА И РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

УДК 621.039.51...17

К вопросу о моделировании систем с переменными свойствами среды с использованием метода Монте-Карло

А.В. Паньгин, П.В. Писарев,

ФГУП "НИТИ им. А.П. Александрова", 188540, г. Сосновый Бор Ленинградской обл.

Выполнен анализ одного аспекта моделирования транспорта частиц в системе с переменными свойствами среды с применением программы, решающей задачу методом Монте-Карло. Предложена методика моделирования длины свободного пробега частицы, обеспечивающая учет неравномерности распределения плотности среды. Приведены результаты расчетов модельной задачи, специально сконструированной для демонстрации различий в точности моделирования при использовании ступенчатого представления свойств среды в сравнении с предлагаемым подходом.

MODELING OF SYSTEMS WITH VARIABLE MEDIUM PROPERTIES BY THE MONTE-CARLO METHOD. A.V. PANGIN, P.V. PISAREV. It is analyzed the particles transport modeling in the system with variable medium properties by using Monte Carlo codes. A procedure is proposed to model the particle free path length taking into account nonuniformity of medium density distribution. The calculation results are demonstrated for the problem especially constructed to show the differences in simulation accuracy by using the stepwise presentation of medium properties compared to the approach suggested.

Все чаще для моделирования реакторных систем, максимально приближенных к реальным объектам, применяются программы, использующие метод Монте-Карло. Одна из проблем, возникающих при создании таких моделей, состоит в том, что в реальных задачах свойства материалов могут быть неоднородны, в первую очередь это касается неоднородности плотности теплоносителя, которая, как правило, непрерывно изменяется вдоль одного выделенного направления. Одним из наиболее известных подходов к решению такой задачи является метод выравнивания полных сечений (метод максимальных сечений) [1]. Недостаток метода – увеличение полного числа столкновений, что приводит при сильной неоднородности среды к заметному увеличению времени расчета.

Другой достаточно распространенный способ решения указанной задачи состоит в том, что непрерывно изменяющаяся характеристика (в анализируемом случае плотность теплоносителя) представляется ступенчато. Области неоднородности разбиваются на большое число фрагментов с заданием в каждом из них осредненных свойств. Этот способ является, по существу, единственно доступным для описания неоднородности свойств среды в таких широко известных программах, как MCNP [2] и MCU [3].

Однако в этом случае могут возникать следующие проблемы и осложнения:

- задача, приближенная к реальной ситуации, имеет, как правило, достаточно сложную геометрическую модель, и дополнительное разбиение на подобласти для детального представления переменных свойств среды может чрезмерно усложнить расчет;
- для программы, моделирующей сложную систему методом Монте-Карло, естественно описывать систему как набор объектов с характерными свойствами. Объектное описание делает модель более структурированной, ясной и менее подверженной ошибкам ввода. Ступенчатое представление свойств среды объекта разрушает такой подход, так как погрешность от разбиения в определенных ситуациях зависит от окружения описываемого объекта;

– требуется оценка того, какова погрешность описания исходной задачи при выбранном ступенчатом представлении свойств среды и, соответственно, можно ли рассматривать сформированную модель как репер.

Исходя из этого, в работах [4, 5] предложена методика учета неравномерности свойств среды непосредственно при моделировании траектории движения частиц. В данной работе аналогичный подход рассматривается применительно к физической среде с одномерной неоднородностью. В этом случае удастся получить более простую и последовательную методику расчета.

Анализ результатов расчетов модельной задачи, специально сконструированной для демонстрации различий в точности моделирования при использовании ступенчатого представления свойств среды, в сравнении с предлагаемым подходом позволяет полнее понять проблемы применения ступенчатого представления свойств материалов.

1. Методика учета изменений плотности среды

В программах, использующих метод Монте-Карло, определение длины l свободного пробега частицы до первого столкновения в пределах данной ячейки фиксированной композиции моделируется следующим образом. Генерируется случайное число ξ из промежутка $[0, 1)$ и из соотношения

$$\xi = \int_0^l e^{-\Sigma_t s} \Sigma_t ds = 1 - e^{-\Sigma_t l} \quad (1)$$

определяется длина пути l до следующего столкновения

$$l = -[\ln(1 - \xi)] / \Sigma_t, \quad (2)$$

где Σ_t – макроскопическое полное поперечное сечение среды.

В случае переменной плотности материала формулы (1) и (2) видоизменяются:

$$\xi = \int_0^l e^{-\int_0^s \sigma_t \rho(x) dx} \sigma_t \rho(s) ds; \quad (3)$$

$$\int_0^l \rho(s) ds = -\frac{\ln(1 - \xi)}{\sigma_t}, \quad (4)$$

где σ_t – полное микроскопическое поперечное сечение среды; $\rho(s)$ – плотность материала в заданной точке s модельной ячейки; интегрирование производится вдоль выбранного направления траектории частицы.

Выражение (4) можно рассматривать как уравнение относительно определения величины l при известной зависимости изменения плотности $\rho(s)$ вдоль пути интегрирования. Численная схема решения этого уравнения может быть основана на следующем подходе. Пусть функция $P(z)$ определяется выражением (5), где интегрирование производится по высоте ячейки вдоль направления изменения плотности (примем для определенности, что это направление оси Z) от нижней границы области до точки z , т.е.

$$P(z) = \int_0^z \rho(s) ds. \quad (5)$$

Метод Монте-Карло допускает последовательное решение задач определения предполагаемой точки столкновения частицы и анализа, расположена ли она за пределами области,

т.е. пересекает ли данная траектория границу области, причем процедура определения точки пересечения не зависит от свойств среды и может решаться теми же средствами, что и для однородной среды.

Таким образом, все особенности реализации метода Монте-Карло для сред с переменными свойствами сосредотачиваются в процедуре определения значения z , соответствующей генерируемой величине ξ . Чтобы задачи можно было решать последовательно, экстраполяция функции $P(z)$ за пределами рассматриваемой области должна быть монотонной функцией z (т.е. $\rho > 0$).

В рамках такого подхода функция $P(z)$ должна быть определена для всех значений z (от $-\infty$ до $+\infty$). Для этого достаточно принять, что плотность за пределами области ячейки постоянна и равна плотности в точке пересечения траектории с границей области. Если плотность на границе равна нулю, то за пределами области ячейки ее следует брать равной любому положительному числу, например, средней плотности в пределах ячейки.

Допустим, что "стартовая" точка, т.е. точка начала траектории l , находится на высоте z_0 , угол между направлением траектории и осью Z равен θ , искомая конечная точка находится на высоте z_1 , тогда, используя выражение (4), получим, что проекция траектории на ось Z и функция $P(z)$ связаны следующим соотношением:

$$P(z_1) = P(z_0) - \frac{\ln(1-\xi)}{\sigma_r} \cos \theta. \quad (6)$$

Обозначим через P^{-1} обратную функцию для P , тогда

$$l = (P^{-1}[P(z_0) - \frac{\ln(1-\xi)}{\sigma_r} \cos \theta] - z_0) / \cos \theta. \quad (7)$$

Выражение (7) позволяет определить длину пробега l , когда значение $\cos \theta$ не равно нулю. В случае малых значений $\cos \theta$ плотность по условию фактически постоянна вдоль пути и для определения l можно использовать выражение (2).

Следует отметить, что выражение (7), несмотря на кажущуюся сложность, является легко алгоритмизируемым. Численное решение уравнения (7) может быть получено интерполяцией заданных табличных значений функций P и P^{-1} . Прямая и обратная функции получаются перестановкой массивов значений в процедуре интерполяции. Быстрая численная реализация получается на равномерной сетке, при этом сетки для прямой и обратной функций должны быть разные.

Для случая, когда плотность меняется линейно в пределах всей области, выражение (7) может быть разрешено в явной форме:

$$l = \begin{cases} \frac{2l_0}{1 + \sqrt{1 + 2l_0 \frac{\rho'}{\rho}}}; & 2l_0 \frac{\rho'}{\rho} > -1; \\ 2l_0; & 2l_0 \frac{\rho'}{\rho} \leq -1, \end{cases} \quad (8)$$

где l_0 определяется выражением (2) с плотностью ρ в начальной точке пути; ρ' — производная от плотности вдоль направления движения частицы.

Условие $2l_0 \rho' / \rho \leq -1$ определяет способ расчета длины l в той области, где формальное продолжение линейной плотности приводит к ее отрицательному значению (в данном случае при продолжении в эту область удобнее использовать среднюю плотность от начальной точки до точки со значением $\rho = 0$).

Выражение (8) может быть применено как часть интерполяционной процедуры, определенной выражением (7), если создавать таблицы для $P(z)$ и $P^{-1}(z)$ рассчитанными на использование линейной интерполяции по плотности между узловыми точками.

2. Описание модели

Для иллюстрации проблемы моделирования сред с неоднородными свойствами сконструирована специальная серия модельных тестов, в которых эффекты от неравномерности распределения плотности проявились бы в максимальной степени. Для проведения исследования выбрана следующая расчетная модель (рис. 1).

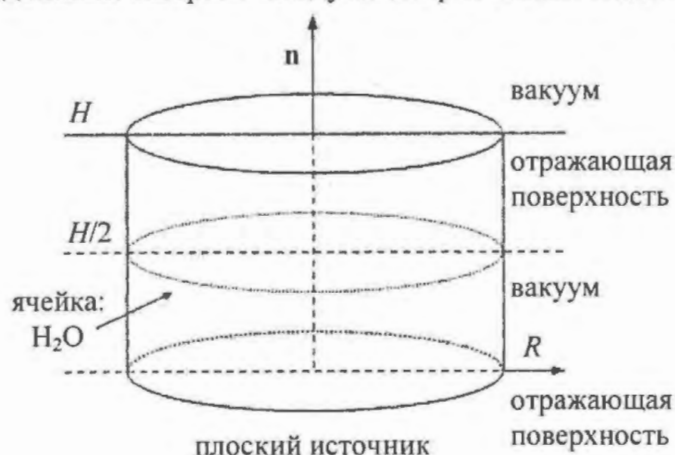


Рис. 1. Расчетная модель

в некотором приближении отражатель. Поверхности, разделяющие цилиндр по высоте, определяли кусочно-постоянную дискретизацию неравномерности плотности среды.

На нижнем торце цилиндра задавался моноэнергетический (2 Мэв) источник нейтронов, равномерно распределенный на его поверхности и однонаправленный по нормали n к поверхности. На границе с источником заданы условия зеркального отражения, а на верхнем торце цилиндра – условия вакуума. Плотность воды определялась только функцией высоты, на одной высоте она была постоянной по радиусу цилиндра. Температурная зависимость сечений нейтронных реакций для нуклидов принималась во всех расчетах одинаковой.

3. Результаты моделирования

С использованием статистического моделирования выполнена серия расчетов для описанной модели при вариации ее разбиения на подобласти по высоте. Получена оценка относительной погрешности результатов расчета в представлении кусочно-постоянной плотности среды с результатом моделирования линейно изменяющейся плотности среды по вышеизложенной методике.

В качестве анализируемой характеристики, по которой оценивалась погрешность моделирования, выбрано число F частиц, достигших верхней торцевой поверхности цилиндра. Статистическая погрешность расчета выбранного функционала составляла не более 0,08 %.

Т а б л и ц а погрешностей модели в зависимости от ее зонирования

N	1	2	3	3доп	4	5	5доп	7	8
$\delta F_N, \%$	52,10	4,11	4,31	1,25	1,24	1,20	0,17	0,41	0,16

В таблице и на рис. 2 (в логарифмическом масштабе осей диаграммы) представлены зависимости относи-

тельной погрешности δF_N от количества N подзон равновеликого разбиения по высоте модельного блока. Дополнительное разбиение ($N_{\text{доп}}$) означает, что нижняя область (с граничными условиями вакуума на боковой поверхности блока) поделена равновелико на $N - 1$ подзон с дискретной средней плотностью среды, а верхняя половина модельного блока представлена одной зоной также с усредненной плотностью среды.

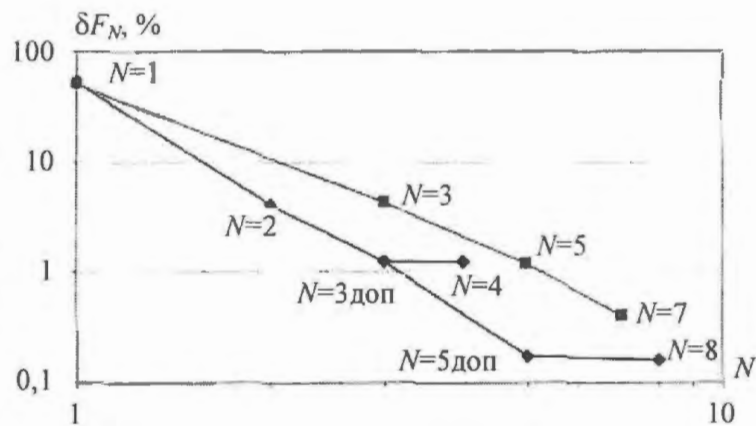


Рис. 2. Изменение погрешности модели в зависимости от ее зонирования

4. Анализ полученных результатов

Предварительный анализ задачи показал, что в чисто поглощающих средах для сохранения доли частиц, вылетающих через верхнюю торцевую поверхность, достаточно сохранять среднюю плотность во всем цилиндре. Это связано с тем, что вероятность вылета определяется выражением (3), где интегрирование производится от точки на нижнем торце до точки на верхнем торце цилиндра. При этом в силу симметрии задачи (плотность изменяется вдоль оси цилиндра) средняя плотность по любому пути остается одной и той же.

Для рассеивающей и замедляющей среды, каковой является вода, наблюдается влияние анизотропии свойств среды, которое обусловлено чувствительностью утечки нейтронов через боковую поверхность модельной области. Область чувствительности определяется величиной, соизмеримой с длиной миграции. Максимальная погрешность δF для представленной "грубой" модели с использованием средней плотности и модели с непрерывным представлением плотности составляет величину 52 %. Дискретизация непрерывной зависимости плотности двумя или тремя ступеньками снижает эту погрешность до уровня 4 %. Для данной задачи такие различия представляются недопустимыми, так как они намного превосходят возможности программы по точности описания, и полученные результаты по "грубым" моделям не могут служить в качестве репера. Насколько это значимо в других задачах, определяется целями расчетов.

В рассматриваемой модели имеются две области с существенно разными альбедными свойствами на боковой поверхности. Вариант с двумя подобластями соответствует разбиению всего блока по границе, разделяющей эти области. В этом случае, как видно из данных таблицы, погрешность функционала резко уменьшается.

Скорость уменьшения ошибки при дальнейшем разбиении зависит от схемы разбиения. В таблице представлены результаты, соответствующие трем разным способам разбиения. При первом не учитываются различия в альбедных характеристиках боковой поверхности нижней и верхней частей блока (разбиение на нечетное число подзон). Скорость снижения погрешности в этом случае пропорциональна $N^{2,3}$.

При втором способе учитываются различия в альбедных характеристиках боковой поверхности нижней и верхней частей блока (разбиение на четное число подзон), но не учитывается различие чувствительности нижней и верхней половин к разбиению. Скорость снижения погрешности пропорциональна $N^{2,7}$.

При третьем способе разбивается только зона с вакуумными граничными условиями. Сравнение вариантов с разбиением верхней зоны на две подзоны (вариант 4) и без ее разбиения (вариант 3 доп) показывает, что верхняя часть блока практически нечувствительна к

разбиению. Аналогично варианты с разбиением на 8 подзон и только нижней области на 4 подзоны (вариант 5доп) имеют одинаковую погрешность расчета. Скорость снижения погрешности в этом случае более высокая – она пропорциональна $N^{3,5}$.

Таким образом, очевидна зависимость погрешности модели от способа разбиения блока на подзоны. Полученные результаты показывают, что при разбиении следует учитывать характеристики сред, окружающих моделируемую область. Следует отметить, что быстрая сходимость значений выбранного для анализа функционала обусловлена компенсацией погрешностей моделирования плотности среды для различных точек области. Для локальных характеристик, зависящих в большей степени от свойств в ближайшей окрестности выделенной точки, погрешности модели с усредненными свойствами среды могут быть значимы.

Предлагаемая методика учета изменения плотности среды свободна от указанных выше дополнительных требований. Во всех рассмотренных вариантах результаты расчета функционала для модели с дискретным представлением плотности среды при достаточно большом разбиении блока на подзоны приближаются к результатам моделирования с учетом непрерывного изменения плотности. Расчетное моделирование показало, что реализация предлагаемой методики практически не увеличила временные затраты на расчет.

Использование предлагаемой методики больше соответствует объектному стилю описания модели, характерному для программ статистического моделирования, когда каждая характеристика модели описывается независимо от других. С учетом вышесказанного рекомендуется учитывать изменение плотности среды в алгоритме программы по описанной методике.

Заключение

Анализ результатов моделирования методом Монте-Карло транспорта нейтронов в среде с переменными свойствами на специальной модели показал следующее:

- при ступенчатом представлении переменной плотности среды альбедные характеристики окружающих элементов могут влиять на погрешность расчета;
- для программ, использующих метод Монте-Карло, моделирование переменной плотности среды по предложенной методике позволяет описывать эту среду как единый объект, что делает описание более простым и универсальным, уменьшает погрешности ее расчетных характеристик и практически не увеличивает время моделирования.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Франк-Каменецкий А.Д.* Моделирование траекторий нейтронов при расчете реакторов методом Монте-Карло. – М.: Атомиздат, 1978.
2. *Briesmeister J.F.*, Ed., MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code – Version 4C. LA-13709-M, Los Alamos National Laboratory, 2000.
3. *Программа* MCU-3 для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Препринт ИАЭ-5772/5, 1994.
4. *Martin W. and Brown F.* Direct sampling of Monte Carlo flight paths in media with continuously varying cross-sections / Proc. ANS Mathematics and Computations Topical Meeting, Gatlinburg, TN, April 2003.
5. *Brown F., Griesheimer D., Martin W.* Continuously varying material properties and tallies for Monte Carlo calculations / Proc. ANS Reactor Physics Topical Meeting, Chicago, IL, April 2004.

Статья поступила в редакцию 09 сентября 2005 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 3, с. 7 – 12.

Компенсация содержания ^{234}U и ^{236}U в топливе из регенерированного урана

В.Ю. Пляшкевич, В.Н. Проселков, В.Д. Сидоренко,
ФГУ РНЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. акад. Курчатова, 1

Рассматривается задача компенсации начального содержания ^{234}U и ^{236}U в топливе из регенерированного урана для твэлов реакторов ВВЭР. Предлагается методика расчета компенсирующего дообогащения топлива ^{235}U , которая обеспечивает наименьшее отличие между размножающими свойствами ТВС с регенерированным и штатным топливом в течение всей кампании.

THE CONCENTRATION COMPENSATION OF ^{234}U AND ^{236}U IN THE FUEL OF RECLAIMED URANIUM. V.Yu. PLYASHKEVICH, V.N. PROSELKOV, V.D. SIDORENKO. The compensation problem of initial concentrations of ^{234}U and ^{236}U in fuel rods of reclaimed uranium for the VVER reactors is considered. The calculation procedure of fuel compensative additional enrichment with ^{235}U is proposed. This procedure ensures lowest distinction between multiplying properties of the assembly with reclaimed and normal fuel during all operating period.

Развитие атомной энергетики связано с замыканием топливного цикла, в частности, возвратом в топливный цикл урана из отработавших ТВС. При внедрении регенерированного урана требуется сохранение длительности топливных циклов и схем перегрузок на энергоблоке АЭС. Поэтому нейтронно-физические характеристики ТВС с регенерированным топливом должны мало отличаться от аналогичных характеристик тех же ТВС со штатным топливом. В отличие от штатного топлива из обогащенного природного урана в топливе из регенерированного урана того же обогащения содержится ^{236}U и может быть больше ^{234}U . Влияние ^{234}U и ^{236}U проявляется в дополнительном поглощении нейтронов, что ухудшает размножающие свойства топлива и приводит к сокращению длительности топливного цикла. Для сохранения размножающих свойств топлива необходимо компенсировать это влияние дообогащением топлива ^{235}U .

Содержание ^{234}U в регенерированном уране по сравнению с ^{236}U относительно мало и в настоящее время не компенсируется. Проблема компенсации содержания ^{236}U в топливе из регенерированного урана для твэлов реакторов ВВЭР рассматривалась в работе [1]. Приведенные в ней коэффициенты компенсации содержания ^{236}U в топливе уточнялись в [2]. При компенсации сохранялись только средние по кампании размножающие свойства топлива. С расширением его опытной эксплуатации возникла необходимость в дополнительном исследовании проблемы компенсации, учитывая содержание как ^{236}U , так и ^{234}U в топливе реакторов ВВЭР с различным обогащением. Здесь представлен новый подход к проблеме компенсации содержания ^{234}U и ^{236}U в топливе из регенерированного урана.

1. Методика компенсации содержания ^{234}U и ^{236}U

Влияние поглощения нейтронов ^{234}U и ^{236}U на размножающие свойства ТВС с регенерированным топливом можно рассматривать в асимптотическом приближении. Поэтому для решения задачи компенсации проводились расчеты выгорания бесконечных решеток, образованных одинаковыми ТВС с различным содержанием ^{235}U , ^{234}U и ^{236}U . При расчетах содержание ^{234}U в штатном топливе не учитывалось.

При компенсации содержания ^{236}U будем стремиться обеспечить наименьшее отличие между размножающими свойствами ТВС с регенерированным и штатным топливом в течение всей кампании. Для этого вводится функционал

$$J = \max_p |1 - k^r / k^n|, \quad (1)$$

где k^r и k^n суть коэффициенты размножения ТВС с регенерированным и штатным топливом, p – текущее значение средней глубины выгорания ТВС в кампании. Величина компенсирующего дообогащения $\Delta^* C_{235U}$ находится из условия минимума функционала

$$J_{\min} = \min_{\Delta C_{235U}} J, \quad (2)$$

где ΔC_{235U} – дообогащение регенерированного топлива при минимизации, поэтому $\Delta^* C_{235U}$ является решением минимаксной задачи.

Изотопный состав регенерированного топлива можно рассматривать как возмущение изотопного состава штатного топлива. Тогда для решения минимаксной задачи получим приближенную формулу

$$\Delta^* C_{235U} \approx \delta_{236U} / \delta_{235U}. \quad (3)$$

Здесь

$$\delta_{236U} = 1 - \bar{k}^r / \bar{k}^n, \quad \delta_{235U} = ((\partial / \partial C_{235U}) \bar{k}^n) / \bar{k}^n \quad (4)$$

суть относительное отклонение и коэффициент чувствительности среднего по кампании коэффициента размножения ТВС, полученные при возмущении изотопного состава штатного топлива 236U и 235U , соответственно. Для вычисления этих величин требуется провести три расчета на выгорание ТВС. Расчеты проводятся для всего диапазона изменения относительной массовой доли 236U в регенерированном топливе. В результате получим зависимость компенсирующего дообогащения от содержания 236U в топливе.

На практике требуется более простая, но достаточно точная зависимость, получаемая чебышевской аппроксимацией величины $\Delta^* C_{235U}$:

$$\Delta^* C_{235U} \approx K_1 C_{236U} + K_2, \quad (5)$$

где K_1 и K_2 – коэффициенты наилучшего равномерного линейного приближения во всем диапазоне изменения относительной массовой доли 236U в топливе. Назовем их коэффициентами компенсации содержания 236U . Хорошую точность показало вычисление коэффициентов K_1 и K_2 по формулам

$$K_1 = 12(A_1 - rA_0) / \Delta^2, \quad K_2 = A_0 - rK_1, \quad (6)$$

где Δ – ширина диапазона изменения содержания 236U , r – его середина, A_1 и A_0 – усредненные по этому диапазону первый и нулевой моменты величины $\Delta^* C_{235U}$. Отметим следующие свойства полученной аппроксимации. В середине диапазона приближенное значение величины компенсирующего дообогащения совпадает с ее средним значением, а на левой и правой границах диапазона отличается от этого среднего соответственно на $\mp K_1 \Delta / 2$.

Величина компенсирующего дообогащения $\Delta^* C_{235U}$ с увеличением содержания 236U в регенерированном топливе растет. Ее производная $(\partial / \partial C_{236U}) \Delta^* C_{235U}$, как показывают расчеты, наоборот убывает, что объясняется блокировкой сечения поглощения 236U в резонансной области. Отсюда следует, что при расширении диапазона в сторону большего содержания 236U в регенерированном топливе коэффициенты компенсации уменьшаются.

С увеличением начального обогащения регенерированного топлива компенсирующее дообогащение тоже растет. Это увеличение будем рассматривать как достаточно малое возмущение 235U изотопного состава топлива. Естественно ожидать, что коэффициенты компенсации с хорошей точностью окажутся возрастающими линейными функциями начального обогащения. Результаты проведенных расчетов это подтверждают.

Задача компенсации содержания ^{234}U в регенерированном топливе рассматривается таким же образом. Для коэффициентов компенсации содержания ^{234}U в регенерированном топливе и величины компенсирующего дообогащения получаются аналогичные формулы.

Регенерированное топливо содержит оба изотопа ^{234}U и ^{236}U . При компенсации пересечением резонансов сечений поглощения ^{234}U и ^{236}U в резонансной области можно пренебречь. Поэтому содержание этих изотопов в топливе компенсируется независимо. Хорошая точность этого приближения проверена расчетами.

2. Результаты расчетов

Расчет коэффициентов компенсации содержания ^{234}U и ^{236}U в топливе из регенерированного урана проводился для твэлов ТВС реактора ВВЭР-440 с пятигодичной кампанией и ВВЭР-1000 с четырехгодичной кампанией. Согласно техническим условиям на таблетку ядерного керамического топлива относительная массовая доля ^{236}U в регенерированном уране может изменяться в диапазоне 0,3...1,0 %, при этом содержание ^{234}U не регламентируется. В расчетах относительная массовая доля ^{234}U изменялась в диапазоне 0,025...0,065 %. Выбор диапазона основывался на анализе содержания ^{234}U в разных партиях регенерированного топлива. Рассматривалось более десяти различных типов ТВС с начальным обогащением регенерированного топлива 4,0, 4,4 и 4,6 %. В ТВС с профилированным пучком твэлов в профилирующих твэлах использовалось штатное топливо. Нейтронно-физические расчеты выгорания ТВС проводились по многогрупповой спектральной программе ТВС-М [3].

Сначала для каждой ТВС, используя описанную выше методику, получали зависимость компенсирующего дообогащения $\Delta^*C_{^{235}\text{U}}$ от содержания ^{236}U в регенерированном топливе.

Далее по формулам (6) вычислялись коэффициенты компенсации K_1 и K_2 . Коэффициенты, полученные для разных ТВС с одинаковым начальным обогащением регенерированного топлива, практически мало отличались. Это объясняется тем, что чувствительность среднего по кампании эффективного коэффициента размножения ТВС к возмущению изотопного состава топлива ^{236}U мала. Можно считать, что коэффициенты компенсации содержания ^{236}U в регенерированном топливе для твэлов ТВС реакторов ВВЭР связаны с начальным обогащением топлива $C_{^{235}\text{U}}$ линейными зависимостями следующего вида: $K_1 = A_1 C_{^{235}\text{U}} + B_1$; $K_2 = A_2 C_{^{235}\text{U}} + B_2$. Теперь, используя ранее вычисленные коэффициенты компенсации, методом наименьших квадратов находятся коэффициенты линейных зависимостей A_1 , B_1 и A_2 , B_2 .

В результате проведенных расчетов для вычисления коэффициентов компенсации содержания ^{236}U в регенерированном топливе с начальным обогащением топлива от 4,0 до 4,6 % получены следующие формулы:

$$K_1 = 0,05C_{^{235}\text{U}} + 0,05; \quad K_2 = 0,01C_{^{235}\text{U}} - 0,01. \quad (7)$$

Величина компенсирующего дообогащения находится по формуле (5).

В настоящее время для компенсации содержания ^{236}U в регенерированном топливе с начальным обогащением 4,0 и 4,4 % используется методика [1], где компенсирующее дообогащение топлива вычисляется по формуле

$$\Delta^*C_{^{235}\text{U}} = 0,3C_{^{236}\text{U}}. \quad (8)$$

Формулы для вычисления компенсирующего дообогащения по предложенной методике в этом случае принимают соответственно вид:

$$\Delta^*C_{^{235}\text{U}} = 0,25C_{^{236}\text{U}} + 0,03; \quad \Delta^*C_{^{235}\text{U}} = 0,27C_{^{236}\text{U}} + 0,034. \quad (9)$$

Компенсация содержания ^{236}U в регенерированном топливе не может обеспечить его размножающие свойства в каждый момент кампании такими же, как у штатного топлива,

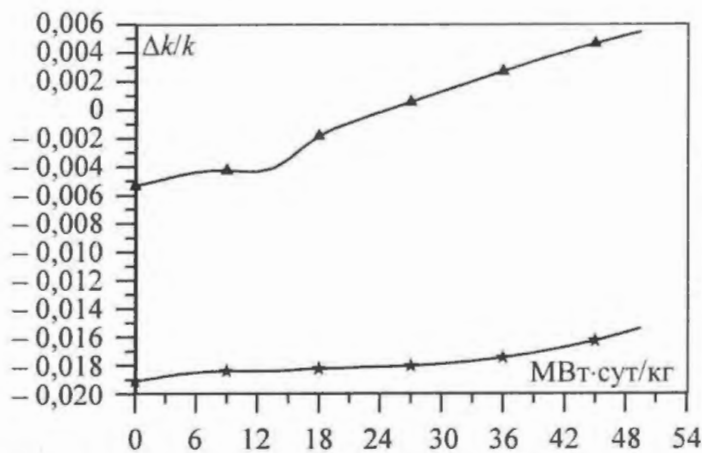


Рис. 1. Зависимость от выгорания относительного отклонения коэффициента размножения ТВС при возмущении изотопного состава штатного топлива ^{236}U . Относительная массовая доля ^{236}U в топливе 1 %, его начальное обогащение 4,4 %. Содержание ^{236}U в регенерированном топливе компенсировалось (▲), не компенсировалось (★)

ее чебышевской линейной аппроксимации в двух точках. Содержание ^{236}U в топливе в начале и конце диапазона перекомпенсируется, а в его середине недокомпенсируется. Это подтверждается поведением графиков на рис. 2, где компенсирующее дообогащение хорошо аппроксимируется.

Величина компенсирующего дообогащения при увеличении начального обогащения регенерированного топлива растет. Из поведения кривых на рис. 3 следует, что этот рост слабый, а сами кривые по форме мало отличаются. Поэтому линейная зависимость коэффициентов компенсации от начального обогащения топлива оказывается хорошим приближением.

При решении задачи компенсации содержания ^{234}U в регенерированном топливе проведены аналогичные расчеты. Для коэффициентов компенсации содержания ^{234}U в топливе получены формулы

$$K_1 = 0,2C_{^{235}\text{U}} - 0,44; K_2 = 0. \quad (10)$$

Тогда формула для вычисления компенсирующего дообогащения принимает вид

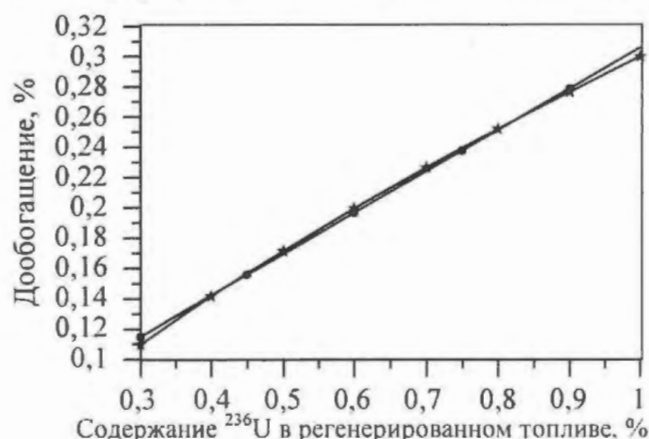


Рис. 2. Зависимость компенсирующего дообогащения от содержания ^{236}U в регенерированном топливе с начальным обогащением 4,4 %: ★ — точная компенсация; ● — линейная аппроксимация

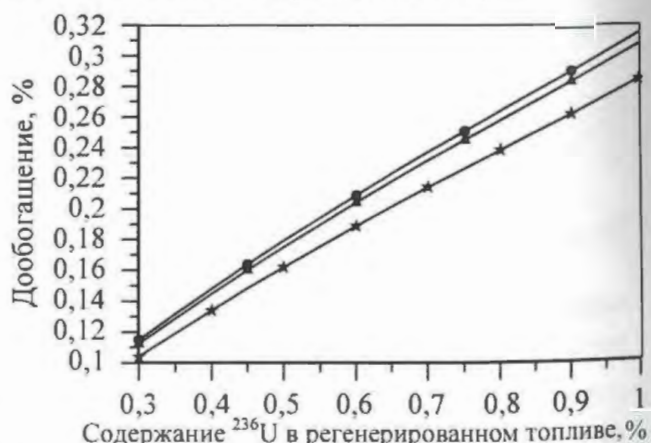


Рис. 3. Зависимость компенсирующего дообогащения от содержания ^{236}U в регенерированном топливе с начальным обогащением: ★ — 4,0 %; ▲ — 4,4 %; ● — 4,6 %

что связано с выгоранием ^{236}U . Как видно из рис. 1, после компенсации размножающие свойства регенерированного топлива в первой половине кампании ниже, чем у штатного топлива, и выше во второй ее половине. Значения абсолютной величины относительного отклонения k' ТВС с регенерированным топливом от k' той же ТВС со штатным топливом в начале и конце кампании практически мало отличаются. Отсюда можно заключить, что величина компенсирующего дообогащения хорошо приближает решение минимаксной задачи (1), (2).

Расчеты показали, что компенсирующее дообогащение является растущей выпуклой функцией содержания ^{236}U в регенерированном топливе. Поэтому график функции пересекается с графиком

ее чебышевской линейной аппроксимации в двух точках. Содержание ^{236}U в топливе в начале и конце диапазона перекомпенсируется, а в его середине недокомпенсируется. Это подтверждается поведением графиков на рис. 2, где компенсирующее дообогащение хорошо аппроксимируется.

Величина компенсирующего дообогащения при увеличении начального обогащения регенерированного топлива растет. Из поведения кривых на рис. 3 следует, что этот рост слабый, а сами кривые по форме мало отличаются. Поэтому линейная зависимость коэффициентов компенсации от начального обогащения топлива оказывается хорошим приближением.

При решении задачи компенсации содержания ^{234}U в регенерированном топливе проведены аналогичные расчеты. Для коэффициентов компенсации содержания ^{234}U в топливе получены формулы

$$K_1 = 0,2C_{^{235}\text{U}} - 0,44; K_2 = 0. \quad (10)$$

Тогда формула для вычисления компенсирующего дообогащения принимает вид

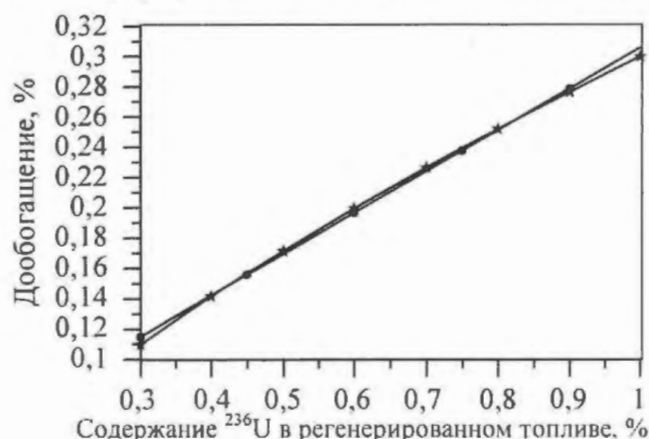


Рис. 2. Зависимость компенсирующего дообогащения от содержания ^{236}U в регенерированном топливе с начальным обогащением 4,4 %: ★ — точная компенсация; ● — линейная аппроксимация

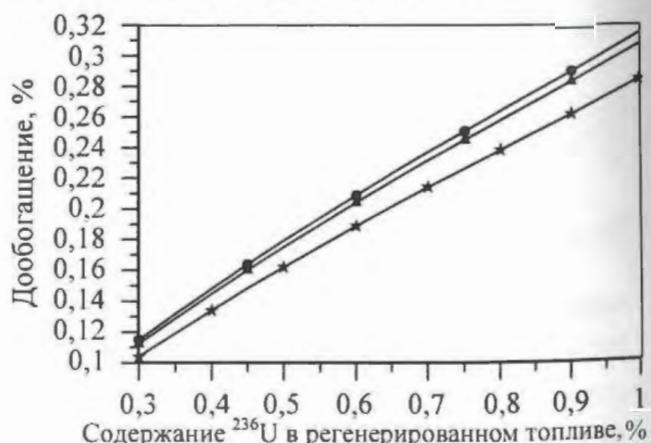


Рис. 3. Зависимость компенсирующего дообогащения от содержания ^{236}U в регенерированном топливе с начальным обогащением: ★ — 4,0 %; ▲ — 4,4 %; ● — 4,6 %

$$\Delta^* C_{^{235}\text{U}} = K_1 C_{^{234}\text{U}} \quad (11)$$

Точность вычисления компенсирующего дообогащения содержания ^{236}U в топливе из регенерированного урана зависит от точности приближенных формул (3), (4) и линейной аппроксимации (5), (6). Компенсирующее дообогащение, вычисленное по формулам (3) и (4), имеет наибольшую погрешность при максимальном содержании ^{236}U в топливе. В этом случае минимаксная задача (1), (2) решалась с большой точностью. Полученная величина компенсирующего дообогащения сравнивалась с ее значением, вычисленным по формулам (3), (4). Абсолютная погрешность вычисления компенсирующего дообогащения по этим формулам не превышала 0,003 %. Расчеты показали, что линейная аппроксимация компенсирующего дообогащения (5), (6) имеет наибольшую погрешность при значении содержания ^{236}U в топливе на границах диапазона (рис. 2). Ее абсолютная погрешность меньше 0,005 %. Поэтому абсолютная погрешность компенсации содержания ^{236}U в топливе по формулам (3) ... (6) не превышает 0,008 %. Таким же образом показано, что содержание ^{234}U в топливе компенсируется с абсолютной погрешностью, которая меньше 0,002 %.

Содержание ^{234}U и ^{236}U в регенерированном топливе компенсируется по отдельности. Точность этого приближения достаточно проверить при максимальном содержании ^{234}U и ^{236}U в топливе. Показано, что абсолютная погрешность компенсирующего дообогащения, связанная с приближением, не превышает 0,001 %.

Таким образом, при компенсации содержания ^{234}U и ^{236}U в регенерированном топливе абсолютная погрешность в определении величины дообогащения ^{235}U не превосходит 0,011 %. Расчеты показали, что компенсирующее дообогащение сохраняет длительность топливного цикла с большой точностью. При этом относительное отклонение среднего по кампании коэффициента размножения ТВС с регенерированным топливом от среднего по кампании коэффициента размножения той же ТВС со штатным топливом не больше 0,05 %.

Теперь приведем результаты расчетов компенсирующего дообогащения для наиболее характерных содержаний ^{234}U и ^{236}U в регенерированном топливе для твэлов нескольких типичных ТВС, а также данные по изотопному составу в некоторых партиях топлива, изготовленных для реакторов ВВЭР.

Т а б л и ц а дообогащений, компенсирующих содержание ^{234}U и ^{236}U в регенерированном уране

Начальное обогащение, % по массе	Содержание, % по массе		Дообогащение ^{235}U , % по массе				
			Точное значение		Предложенная методика		Принятая методика [1]
^{235}U	^{234}U	^{236}U	^{234}U	^{236}U	^{234}U	^{236}U	
Топливо для твэлов ТВС реактора ВВЭР-440 с пятигодичной кампанией							
4,0	0,025	0,3	0,009	0,104	0,009	0,105	0,09
4,0	0,043	0,463	0,015	0,151	0,015	0,146	0,139 (0,139*)
4,0	0,065	1,0	0,022	0,284	0,023	0,28	0,3
4,4	0,025	0,3	0,011	0,112	0,011	0,115	0,09
4,4	0,045	0,5	0,019	0,175	0,02	0,169	0,15
4,4	0,065	1,0	0,027	0,307	0,029	0,304	0,3
4,6	0,025	0,3	0,011	0,115	0,012	0,12	0,09
4,6	0,045	0,5	0,02	0,179	0,022	0,176	0,15
4,6	0,065	1,0	0,029	0,314	0,031	0,316	0,3
Топливо для твэлов ТВС реактора ВВЭР-1000 с четырехгодичной кампанией							
4,0	0,025	0,3	0,01	0,101	0,009	0,105	0,09
4,0	0,051	0,523	0,019	0,164	0,018	0,161	0,157 (0,145*)
4,0	0,065	1,0	0,025	0,276	0,023	0,28	0,3
4,4	0,025	0,3	0,012	0,11	0,011	0,115	0,09
4,4	0,057	0,559	0,026	0,186	0,025	0,185	0,168 (0,175*)
4,4	0,065	1,0	0,03	0,302	0,029	0,304	0,3

* Фактическое дообогащение при компенсации содержания ^{236}U в партии топлива.

Приведенные в таблице результаты показывают, что абсолютная погрешность в дообогащении, компенсирующем по предложенной методике содержание ^{234}U и ^{236}U в топливе из регенерированного урана для твэлов пяти разных ТВС, не превышает 0,008 %, тогда как абсолютная погрешность только при компенсации содержания ^{236}U в топливе по принятой в настоящее время методике достигает 0,029 %.

По техническим условиям на таблетку ядерного керамического топлива допускается отклонение в обогащении ^{235}U от номинального до 0,05 %. Неопределенность в величине обогащения связана с технологией изготовления топлива и учитывается в механической составляющей инженерного коэффициента запаса, который применяется в проектных расчетах по обоснованию безопасности эксплуатации топлива в реакторах ВВЭР. Выше показано, что абсолютная погрешность методики компенсации содержания ^{236}U в топливе, принятая в настоящее время, сравнима с максимальной величиной допустимого отклонения. Поэтому она также должна учитываться в механической составляющей инженерного коэффициента запаса, а это приводит к его увеличению. При компенсации по предложенной методике можно для обоснования безопасности эксплуатации топлива из регенерированного урана использовать тот же инженерный коэффициент запаса, что и для штатного топлива. Погрешность компенсации содержания ^{236}U в топливе практически не влияет на нейтронно-физические характеристики активной зоны, что подтверждают расчеты.

В настоящее время ^{234}U содержится в регенерированном топливе в малых количествах и потому не компенсируется. Величина компенсирующего дообогащения зависит от фактического содержания ^{234}U в топливе и с его увеличением растет. Из таблицы видно, что она составляет ~ 10 % от величины дообогащения, компенсирующего содержание ^{236}U в топливе, и достигает 0,03 %. При опытной эксплуатации регенерированного топлива, когда оно загружено в активную зону вместе со штатным, компенсировать содержание ^{234}U в топливе нецелесообразно. Компенсация оправдана, если вся активная зона (или большая ее часть) загружается топливом с более высоким содержанием ^{234}U .

Замечание 1. Предложенную методику можно использовать при компенсации содержания ^{234}U и ^{236}U в регенерированном топливе для твэлов ТВС реактора РБМК.

Замечание 2. Конструкционные материалы, из которых изготовлены, например, оболочки твэлов, дистанционирующие решетки, чехлы ТВС и т.п., содержат примеси, поглощающие нейтроны и ухудшающие нейтронно-физические характеристики ТВС. Применяя более совершенные технологии в производстве конструкционных материалов, можно уменьшить долю примесей, однако их разработка и внедрение требуют больших материальных ресурсов. Предложенная методика позволяет определить величину дообогащения топлива, компенсирующего поглощение нейтронов примесями. Тем самым недостатки технологии можно компенсировать за счет повышения содержания ^{235}U в топливе. Сравнивая стоимости производства топлива и конструкционных материалов, можно выбрать более сбалансированные и экономичные пути их развития.

Заключение

Рассмотрена задача компенсации начального содержания ^{234}U и ^{236}U в топливе из регенерированного урана для твэлов ТВС реакторов ВВЭР с четырех- и пятигодичной кампаниями. Предложена методика расчета компенсирующего дообогащения топлива, обеспечивающая наименьшее отличие между размножающими свойствами ТВС с регенерированным и штатным топливом в течение всей кампании. При этом длительность топливного цикла сохраняется с большой точностью.

Содержание ^{234}U и ^{236}U компенсировалось в регенерированном топливе с начальным обогащением от 4,0 до 4,6 %. Относительная массовая доля ^{236}U и ^{234}U в топливе изменялась в диапазонах 0,3...1,0 % и 0,025...0,065 %, соответственно.

С хорошей точностью содержание ^{234}U и ^{236}U в регенерированном топливе можно компенсировать по отдельности. Компенсирующие дообогащения представлялись в виде линейных функций содержания ^{234}U и ^{236}U в топливе. Для коэффициентов линейных функций, называемых коэффициентами компенсации, получены линейные зависимости от начального обогащения регенерированного топлива. Чтобы вычислить коэффициенты в этих зависимостях, проведены нейтронно-физические расчеты ТВС разного типа.

Точность компенсации содержания ^{236}U в регенерированном топливе по предложенной методике значительно выше, чем по методике, принятой в настоящее время. Абсолютная погрешность в величине компенсирующего дообогащения не превосходит 0,01 %. При компенсации по этой методике можно использовать для обоснования безопасности эксплуатации регенерированного топлива тот же инженерный коэффициент запаса, что и для штатного топлива.

Дообогащение, компенсирующее содержание ^{234}U в регенерированном топливе, может достигать 0,03 %. Абсолютная погрешность компенсирующего дообогащения не больше 0,002 %. Компенсация целесообразна, когда вся активная зона загружается топливом с более высоким содержанием ^{234}U .

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Проселков В.Н., Алешин С.С., Попов С.Г. и др.* Анализ возможности использования топлива на основе регенерата урана в ВВЭР // Атомная энергия, 2003, т. 95, вып. 6. – С. 422 – 428.
2. *Пляшкевич В.Ю., Проселков В.Н., Сидоренко В.Д.* Расчетная оценка влияния содержания урана-234 и урана-236 на значение коэффициента компенсации для различных обогащений по урану-235. Отчет РНЦ “КИ” инв. № 32/1-86-204, 2004.
3. *Сидоренко В.Д., Большагин С.Н., Лазаренко А.П., Цветков В.М.* Инструкция для выполнения расчетов по программе ТВС-М. Отчет РНЦ “КИ” инв. № 32/1-9-298, 1998.

Статья поступила в редакцию 22 декабря 2004 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 3, с. 13 – 19.

МАТЕМАТИЧЕСКИЕ МОДЕЛИ И ПРОГРАММЫ ДЛЯ ЭВМ

УДК 621.039

Опыт создания комплексных математических моделей для анализа нестационарных режимов работы АЭС

*В.В. Емельяненко, А.П. Жукавин, В.В. Именин, А.Е. Крошилин,
В.Е. Крошилин, А.О. Ковалевич, В.Н. Майданик, А.А. Просвирнов,
Е.Ф. Селезнев, Р.Г. Сычев, И.В. Федоров, Р.Л. Фукс,
ОАО "ВНИИАЭС", 109507, Москва, ул. Ферганская, д. 25*

Во всем мире все шире используются комплексные математические модели АЭС для самых различных целей: анализ безопасности АЭС, отладка систем АСУ ТП, верификация и валидация инструкций по эксплуатации АЭС, создание тренажеров разного типа для обучения оперативного персонала АЭС. Для качественного решения всех этих задач нужна точная комплексная модель АЭС, описывающая нейтронно-физические, теплогидравлические и другие процессы на АЭС, системы автоматических регуляторов, электроснабжения и т.д. Точные математические модели отдельных подсистем АЭС обычно разрабатываются специалистами именно в этой области, таким образом в разработку комплексной модели вовлечены несколько коллективов разработчиков. Это осложняет стыковку программ, написанных разными разработчиками, поэтому она обычно делается автоматизированно. Ниже приводится опыт ВНИИАЭС и некоторых других организаций в создании таких комплексных моделей.

EXPERIENCE IN CREATION OF THE COMPLEX MATHEMATICAL MODELS FOR THE ANALYSIS OF THE TRANSIENT MODES FOR NPP OPERATION. V.V. EMELIANENKO, A.P. ZHUKAVIN, V.V. IMENIN, A.E. KROSHILIN, V.E. KROSHILIN, A.O. KOVALEVICH, V.N. MAYDANIK, A.A. PROSVIRNOV, E.F. SELEZNEV, R.G. SYCHEV, I.V. FEDOROV, R.L. FUKS. The complex mathematical models for NPP are used more and more worldwide for the wide range of aims, as the NPP safety analysis, I&C systems adjusting for NPP, verification and validation of NPP operation and maintenance guidelines and also for the creation of the several types simulators for NPP personnel (operators) training. In order to resolve all these tasks the précised complex model of NPP is needed, which can describe neutron physics, thermohydraulic and other processes at NPP, automatic controllers systems, electric power supply systems and others. The précised mathematical models of some NPP subsystems are usually created by the specialists in the definite sphere, so several developers collectives are involved into the model development. The programs adjusting and connection becomes difficult because of it, as any program is created by the different developers. Such connection is made automatically, as usual. Below is the VNIIAES experience and also the experience of some other organizations during the creation of such complex ideas.

1. Автоматизированная технология создания комплексных математических моделей

Технология, применяемая ВНИИАЭС для разработки полномасштабных моделей, может служить примером реализации традиционной концепции создания больших программных комплексов. Она включает подсистемы базы данных (для переменных и программных модулей), средства разработки (препроцессор с компилятором, линкер-загрузчик и отладчик), исполняющую подсистему (в том числе реализующую счет в реальном масштабе времени), средства отладки, а также систему управления разработкой, включая средства подготовки документации.

База данных упорядочивает всю информацию о переменных и константах и обеспечивает доступ к данным из любой моделируемой системы. Иерархическое (двухуровневое –

пользовательский/официальный) построение обеспечивает защиту от несанкционированного изменения данных и программ и позволяет производить независимую разработку, отладку и тестирование как отдельных программных модулей, так и целых моделируемых систем.

Технология дает возможность создавать многомодульные программные комплексы и обеспечивает их исполнение на многомашинных, многопроцессорных (в общем случае гетерогенных) распределенных вычислительных системах.

Задача создания комплексных математических моделей актуальна во многих областях, включая тепловую и атомную энергетику. Работы по моделированию сложных технологических систем и объектов применительно к атомной энергетике в России проводятся на ряде предприятий и организаций, входящих в структуру Росатома. В качестве примера можно привести следующие программные комплексы: SimPort (РНЦ "КИ"), ТЕРМИТ (НИТИ), ЭНИКАД (МИФИ). За рубежом подобные технологии поддерживают фирмы Siemens и Atlas (Германия), GSE (США), CAE (Канада), ряд компаний во Франции. Отличаясь по способам организации вычислительного процесса, программной реализацией, привязкой к различным вычислительным платформам, эти технологии примерно аналогичны по своим возможностям. Во всех развиты графический интерфейс и автоматизированная генерация текстов программ, имеются средства сопровождения базы данных и управления проектами. Создание и поддержка таких технологий возможны лишь при наличии коллектива высококвалифицированных разработчиков, включающих как программистов, так и специалистов в области тепло- и ядерной физики, а также технологов АЭС. Технология, поддерживаемая во ВНИИАЭС, основывается на высокоточном моделировании тепловых и нейтронно-физических процессов и высоком уровне технологической поддержки на стадии интеграции моделей.

2. Нейтронно-физические модели

Математические модели переноса нейтронов, используемые в комплексных моделях, всегда соответствовали вычислительным ресурсам применяемых компьютеров. Конструирование этих моделей до настоящего времени проходит в условиях весьма жесткой нехватки вычислительных ресурсов. Например, нейтронно-физический расчет в тренажере ВВЭР занимает порядка 5...15 % вычислительных ресурсов, а в тренажере РБМК – до 40... 50 %. Такая ситуация требует значительной изобретательности в построении эффективных алгоритмов, а также использования существенных упрощений геометрических моделей [1].

При решении нестационарной задачи переноса нейтронов, как правило, применяется квазистатическое приближение. Функция плотности потока нейтронов представляется произведением амплитудной функции, определяемой из решения системы уравнений точечной кинетики, и форм-функции, слабо зависящей от времени. Процесс выгорания слишком медленный для наблюдения в целях обучения, поэтому он не моделируется. Распределенное отравление легко рассчитывается с высокой точностью.

Из созданных нейтронно-физических моделей самое жесткое ограничение вычислительных ресурсов было в первых полномасштабных тренажерах (ПМТ) РБМК 4-го блока Курской АЭС и 2-го блока Смоленской АЭС, разрабатывавшихся в начале 1990-х годов и потребовавших весьма эффективного алгоритма расчета трехмерного нейтронного поля в реальном времени. Для решения этой задачи предложен однорупповой пространственный синтез нейтронного поля, включающий в себя двумерную поканальную задачу и 12 одномерных 7-слойных задач вокруг высотных датчиков СФКРЭ. Одномерные задачи решались для областей, состоящих из 101-го канала с высотными датчиками в центре, что связано с необходимостью моделировать их показания (рис. 1). В первых тренажерах ВВЭР применялась трехмерная геометрическая модель, однако расчетная сетка была крупнее покассетной.

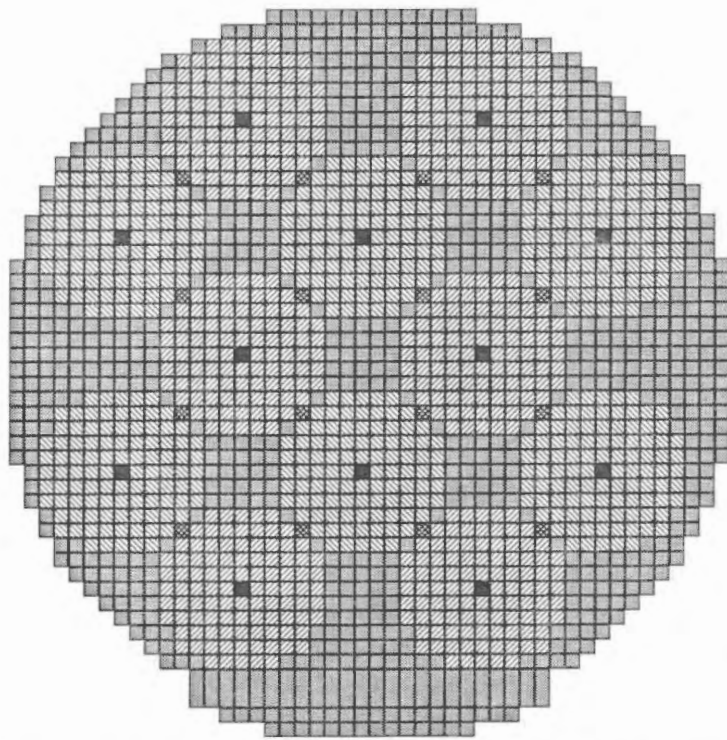


Рис. 1. Расположение расчетных областей в задаче пространственного синтеза: ■ – каналы с ДКЭ(в); ▨ ▩ – каналы, принадлежащие одному из расчетных цилиндров; □ – каналы, принадлежащие двум расчетным цилиндрам

неравномерности энерговыделения и выгорания в пределах ТВС, а также требует более сложных, по сравнению с диффузионным, методов расчета нейтронного поля. Кроме того, такому нейтронно-физическому расчету должна отвечать соответствующая модель теплогидравлики активной зоны, что еще более усложняет задачу.

Малогрупповой диффузионный расчет должен быть обеспечен соответствующей константной поддержкой. Особенностью константного обеспечения комплексных моделей являются, с одной стороны, необходимость использования констант в широком диапазоне режимов работы блока (от расхолаженного состояния до рабочего и аварийного), с другой стороны, очень жесткие требования к их точности и гладкости, а также к быстродействию соответствующего программного обеспечения. Построение такой системы констант – сложная задача, решаемая для каждого тренажера индивидуально. По мере накопления опыта выработан подход к решению этой задачи, основанный на применении константной программы GETERA. Эта программа построена на относительно простых моделях переноса нейтронов и позволила разработать весьма эффективное константное обеспечение для моделей ВВЭР и РБМК.

Программа GETERA предназначена для расчета ячеек и полиячеек ядерных реакторов методом вероятности первых столкновений. Первоначально в области замедления (10,5 МэВ ...2,15 эВ) расчет распределения плотности потока нейтронов велся в 22-групповом приближении на основе библиотеки констант БНАБ. В области термализации (0...2,15 эВ) расчет спектра нейтронов осуществлялся на основе микроконстант, полученных из файлов оцененных данных ENDF-B/VI. В последней ее модификации расчет ведется в 300-групповом приближении, причем ниже энергии 4,5 эВ насчитывается до 80-ти групп. Для подготовки малогрупповых констант неразмножающихся каналов в программе предусмотрена модель, позволяющая рассчитывать фрагмент, состоящий из неразмножающегося канала в окружении рабочих ячеек.

В последнее время вследствие весьма значительного роста производительности персональных компьютеров появилась возможность использования нейтронно-физических моделей инженерного уровня – трехмерных, с двумя и более группами, с точкой и более на канал/ТВС. С одной стороны, это облегчает задачу моделирования, с другой, стимулирует разработку более сложных моделей, обеспеченных соответствующей константной поддержкой и методикой тестирования. Последний тренажер РБМК-1000 (для 1-го блока Курской АЭС) построен с применением трехмерной поканальной нейтронной модели с двумя группами нейтронов, а в последнем тренажере ВВЭР-1000 (Тяньванской АЭС) активная зона моделировалась с 14-ю слоями по высоте.

Надо заметить, что большая (по сравнению с поканальной) пространственная детализация, хотя и является в ряде случаев желательной, пока не обеспечена необходимыми данными о

Число энергетических групп, необходимых для адекватного моделирования переноса нейтронов в активной зоне реактора, определяется спектром нейтронов в разных областях активной зоны (центральная часть, область около отражателя) и компонентах решетки (ячейка с топливом, канал СУЗ и т.д.), а также его изменением в различных режимах работы реактора (например, при обезвоживании активной зоны). С другой стороны, от количества энергетических групп, как и от размерности задачи, зависит скорость сходимости итераций источника. Если синтетический одnogрупповой расчет РБМК требует до 100 итераций плоской задачи за секунду процесса, то для такого же двухгруппового расчета требуется итераций на порядок больше. Для трехмерного расчета необходимое число итераций еще больше, особенно при двух и более группах нейтронов. Требования к числу итераций источника должны удовлетворяться в первую очередь, так как в противном случае возникают заметные погрешности моделирования.

Насчитанные при различных значениях теплофизических параметров константы аппроксимируются полиномами во всей области значений. Параметры, необходимые для описания зависимостей нейтронных констант, выбираются на основе анализа физики активной зоны реактора.

Необходимо отметить довольно высокую потребность в вычислительных ресурсах расчета сечений, причем любые попытки “экономить” ресурсы за счет уменьшения частоты пересчета всех или части сечений приводят либо к уменьшению устойчивости решения, либо к замедлению реакции модели на быстрое управление. Таким образом, тщательная подготовка полиномиальных аппроксимаций является важнейшим условием функционирования “быстрых” нейтронно-физических моделей.

Исчерпывающая верификация константного обеспечения возможна только в составе интегрированной модели. При использовании одnogруппового приближения не удастся обойтись без “подгонки” констант для РБМК. Это объясняется стремлением при подготовке констант гарантировать их наибольшую точность прежде всего в рабочих режимах реактора, даже в ущерб “крайним” (аварийным, расхожденному) состояниям, и в режимах с заметным изменением спектра нейтронов погрешность константного обеспечения становится чрезмерной. Однако удается найти такие поправки к нейтронным сечениям, которые имеют ясный физический смысл и должным образом исправляют указанные погрешности.

В моделях РБМК для воспроизведения реального распределения энерговыделения применяется алгоритм, корректирующий сечение поглощения в топливных ТВС так, чтобы рассчитанное трехмерное поле энерговыделения совпало с полем, восстановленным по показаниям датчиков СФКРЭ при данном номинальном состоянии активной зоны. Кроме того, небольшое число расчетных слоев по высоте требует “сглаживания” изменения эффективности стержня регулирования при его прохождении через границу расчетных слоев в тренажерах как ВВЭР, так и РБМК.

Нейтронно-физическая модель активной зоны функционирует в составе комплексной модели, т.е. в определенной системе программирования и операционной среде, а также условиях разработки, что определяет подход к организации алгоритма и распределению имеющихся вычислительных ресурсов. Особенности условий функционирования нейтронно-физической модели во всех тренажерах являлись:

- недостаточные вычислительные ресурсы моделирующего компьютера;
- необходимость распараллеливания на 2 – 3 процессора;
- большой интерфейс с моделями других технологических систем (особенно для РБМК);
- многократная коррекция исходных состояний в процессе разработки и отладки.

Нейтронно-физическая модель в тренажере, особенно РБМК, имеет очень большой интерфейс с другими системами, а также “внутренний” интерфейс, обусловленный ее

функционированием на нескольких процессорах. Частота 12...20 Гц обмена данными между моделями, использованная в тренажерах, не настолько высока, чтобы пренебречь согласованностью данных в быстрых процессах, поэтому необходимо синхронизировать элементы нейтронно-физического расчета между собой, а также со смежными теплофизическими моделями, функционирующими на других процессорах. Такое согласование достигается тщательным структурированием программ и распределением расчетных модулей в "частотной сетке" системы моделирования реального времени. Наличие как отрицательных, так и положительных быстрых обратных связей по теплофизическим параметрам теплоносителя в РБМК потребовало обмена данными с моделью КМПЦ с максимально возможной частотой, иначе нарушалась устойчивость решения.

Хотя формальную процедуру тестирования таких комплексных моделей, какими являются тренажеры АЭС, к настоящему времени можно считать в основном сложившейся, минимизировать субъективизм экспертных оценок до сих пор не удается, особенно в ситуации, когда тренажер разрабатывается для еще не построенного блока. Если для программ стационарного расчета нейтронных полей существуют признанные методики верификации, а также большое количество тестов, поддержанных экспериментальными измерениями и прецизионными расчетами, то тестирование динамической нейтронно-физической модели, включенной в тренажерный комплекс, где она взаимодействует с теплогидравлической моделью, с моделью системы контроля и управления и, опосредованно через них, с другими моделями технологических систем энергоблока, чрезвычайно сложно.

Сейчас с этой целью применительно к нейтронно-физической модели используются:

- 1) "квазидинамические" измерения в автономном режиме моделирования: расчет коэффициентов реактивности в широком диапазоне теплофизических параметров в тех или иных предположениях о распределении этих параметров, расчет эффективности органов управления, эффектов и динамики отравления и т.п.;
- 2) сравнение качественных и количественных показателей переходных процессов, моделируемых на тренажере, в том числе аварий, с оценками ТООБ;
- 3) экспертные оценки опытного оперативного персонала.

В силу относительно непродолжительного времени существования таких комплексных моделей энергоблока следует ожидать, по-видимому, что только по мере накопления опыта их эксплуатации будет совершенствоваться и методика их верификации.

3. Теплогидравлические модели

3.1. Модели для I контура, активной зоны и парогенератора

Теплогидравлические программы, на базе которых строятся модели I контура, активной зоны и парогенераторов, можно назвать универсальными в том смысле, что сфера их применимости не ограничивается задачами описания частных физических процессов в объектах со строго фиксированной геометрией, а включает в себя весь спектр теплогидравлических явлений, существенных для корректного моделирования указанных элементов АЭС в различных режимах их работы. Первоначально ввиду относительно большого объема моделируемого оборудования и резкого дефицита быстродействия компьютеров при разработке таких программ на первое место выходила задача обеспечения достаточной скорости расчетов при сохранении приемлемой точности. Особенно важным это обстоятельство становилось при разработке тренажеров для АЭС, функционирующих в режиме реального времени. Ускорение вычислений обычно достигалось использованием в математических моделях различных предположений и допущений, благодаря которым система исходных уравнений механики многофазных сред заметно упрощалась.

Одним из представителей компьютерных программ подобного типа является тренажерная программа RETACT. Однако постоянное повышение требований к безопасности АЭС в купе с ростом мощности современных компьютеров дало импульс развитию исследовательских программ улучшенной оценки, в которых подобные упрощения не применяются. Кроме того, программы улучшенной оценки включают в себя высокоточные эмпирические модели различных сложных явлений (теплообмен фаз со стенками конструкций, межфазный тепло- и массообмен, силовое взаимодействие фаз и т.п.), законченная теория которых пока не разработана. К подобным программам относятся, например, зарубежные программы TRAC [2], RELAP [3], ATHLET [4], CATHARE [5], а также российские программы КОРСАР [6] и БАГИРА [7] (последняя разработана во ВНИИАЭС как для проведения теплогидравлических расчетов в обоснование безопасности АЭС, так и для работы в составе интегрированных расчетных комплексов, предназначенных для моделирования АЭС в целом, например, в рамках тренажеров для персонала АЭС).

Все вышеперечисленные программы улучшенной оценки базируются на двухскоростных двухтемпературных моделях двухфазных сред, учитывают неконденсируемый газ и позволяют проводить численный анализ нестационарных режимов АЭС с достаточно высокой степенью точности. Тем не менее следует остановиться на некоторых различиях в подходах, используемых в рамках этих программ. Прежде всего только программы TRAC и БАГИРА позволяют проводить расчеты с применением трехмерной расчетной сетки, причем эти программы изначально разрабатывались как трехмерные. Такая возможность существенно расширяет для них круг доступных для моделирования процессов (несимметричные режимы по петлям или в корпусе реактора).

Далее, большинство современных теплогидравлических программ базируется на расчетной модели с двумя уравнениями баланса импульса. В то же время в программе БАГИРА реализована возможность выбора между этой моделью и приближением дрейфа, причем именно последний вариант принят как базовый. Это объясняется тем, что на сегодняшний день в силу специфики постановки соответствующих экспериментов эмпирические замыкающие соотношения для расчета относительной скорости фаз, используемые в рамках приближения дрейфа, являются более точными по сравнению с замыкающими соотношениями для расчета межфазного трения. Это может приводить к практически неограниченному увеличению промежутка времени, требуемого для расчета, что существенно ограничивает применимость подобных программ. Что же касается программы БАГИРА, то ее эффективная численная схема изначально ориентировалась как на высокую точность расчетов, так и на высокое быстродействие, что позволяет применять эту программу, например, для оперативного анализа безопасности ситуаций на ядерных реакторах, а также в рамках тренажеров для персонала АЭС, где требуется моделирование всех систем АЭС в режиме реального времени.

Программа RETACT, разработанная для моделирования теплогидравлических процессов в реакторной установке и парогенераторах, позволяет в реальном масштабе времени имитировать процессы как в режимах нормальной эксплуатации, так и в авариях, связанных с отказами разных систем и оборудования АЭС (включая максимальную проектную аварию).

В программе реализована двухскоростная, термодинамически неравновесная модель одномерного пароводяного потока, содержащего неконденсируемые газы. Модель описывает следующие явления, имеющие место в реальных переходных и аварийных режимах на АЭС:

- негомогенность и неравновесность потока в режимах с принудительной и естественной циркуляцией;
- вскипание и конденсацию фаз на стенках и струях;
- истечение вскипающего теплоносителя через разрывы контура циркуляции и предохранительные устройства;

- теплообмен через межфазную поверхность;
- перенос борной кислоты и радиоактивных продуктов деления;
- теплопередачу от топливного сердечника к теплоносителю;
- пароциркониевую реакцию, выделение и распространение водорода;
- кризис теплообмена в обогреваемых каналах.

Программа RETACT основана на одномерном представлении потоков и 9-ти основных уравнениях сохранения, а именно, массы неконденсируемых газов, пара, жидкости и раствора бора, радиоактивности газа и воды, энергии газовой фазы и двухфазной смеси, момента движения двухфазной смеси

В рамках математической модели сделано основное допущение, позволившее существенно снизить затраты машинного времени: $\partial P / \partial t = \text{idem}$ (тождественно) в любой точке расчетной схемы.

Течение пароводяной смеси в канале характеризуется распределением скорости и паросодержания по сечению канала. Для учета профиля расхода и паросодержания при решении задачи в одномерном приближении вводится параметр распределения параметров потока по сечению. Тогда относительную скорость можно представить как сумму двух членов, учитывающих непосредственно дрейф парогазовой фазы и влияние неравномерности распределения параметров по сечению.

В объеме моделирования предусмотрено также решение задачи межфазного тепло- и массообмена между водой и паром в присутствии третьего компонента – неконденсируемых газов. Полагается, что жидкая и газовая фазы могут находиться при температурах, отличных от температуры насыщения при парциальном давлении составляющих смеси. При этом температуры пара и газа одинаковы.

В рамках математической модели межфазного массообмена интенсивность фазового перехода определяется для следующих возможных процессов:

- 1) вскипания и конденсации в потоке из-за термодинамической неравновесности фаз;
- 2) испарения недогретой жидкости на перегретой относительно температуры насыщения поверхности (поверхностное кипение) и конденсации паровой фазы на переохлажденной стенке;
- 3) конденсации пара на струях недогретой воды.

Программа RETACT позволяет рассчитывать температуру топлива и оболочек твэлов, а также процессы теплообмена между оболочкой твэла и теплоносителем. При расчете температур в твэле предполагается параболическое распределение поля температур (рис. 2).

Средняя температура топлива, внутренней и наружной стенок оболочки твэла определяется из уравнений теплового баланса для топливного сердечника и уравнений, описывающих перенос тепла от топлива к оболочке и от оболочки к теплоносителю. При расчете теплообмена оболочки твэла с теплоносителем предполагается, что термическая инерционность оболочки много меньше инерционности топлива. Замыкающие соотношения для коэффициентов теплоотдачи между поверхностью твэла и теплоносителем выбираются в соответствии с режимом теплообмена (конвективный теплообмен с водой или паром, пузырьковое или пленочное кипение).

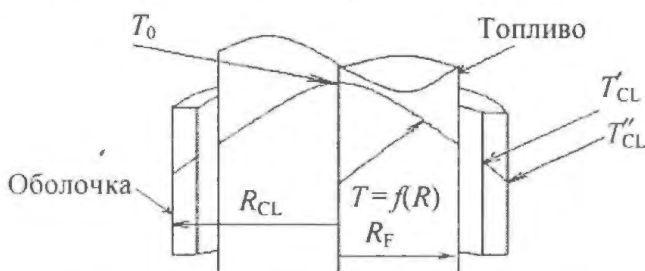


Рис. 2. Распределение температур в твэле

При расчете режимов, связанных с течью теплоносителя, выделяются режимы истечения недогретой жидкости, насыщенной двухфазной смеси и чистого пара. В каждом из вышеперечисленных режимов значение рассчитанного расхода в течь ограничивается величиной критического потока, предварительно определенной для каждого режима истечения.

К настоящему времени накоплен большой опыт успешного применения программы RETACT при создании теплогидравлических моделей I контура и парогенераторов для реакторов типа ВВЭР. Эта программа использована при создании ПМТ для разных энергоблоков Запорожской, Калининской, Хмельницкой, Южно-Украинской, Кольской, Тяньваньской АЭС и др. При сравнительно невысоких требованиях к вычислительным ресурсам программа RETACT моделирует с достаточной степенью точности различные процессы как в режимах нормальной эксплуатации, так и в аварийных ситуациях, что в свою очередь дает возможность применять программу RETACT для создания небольших моделирующих комплексов, базирующихся на обычном персональном компьютере с процессором типа Pentium IV.

Теплогидравлическая программа БАГИРА (Быстрый Анализ Гидродинамики Реактора) – программа улучшенной оценки для моделирования всевозможных течений двухфазных смесей с учетом фазовых переходов, в том числе для расчета гидродинамики циркуляционных контуров кипящих и корпусных реакторов. Основным предназначением программы БАГИРА является всесторонний анализ безопасности АЭС, включая исследование тяжелых аварий с разрушением активной зоны.

Расчеты базируются на системе точных уравнений механики многофазных сред. Программа БАГИРА изначально создавалась как 3-мерная, пригодная для различных моделей течения. Используемая модель учитывает турбулентный тепло- и массоперенос. Так, поток энтальпии смеси включает конвективные и турбулентные составляющие. Аналогично учитывается турбулентный массоперенос в соответствующих уравнениях. Для расчета турбулентного перемешивания применяется модель Прандтля, использующая понятие длины смешения.

Корректное моделирование трехмерных эффектов приобретает определяющее значение при расчетах следующих режимов:

- изменение расхода теплоносителя в одной или нескольких петлях;
- работа энергоблока на неполном числе петель;
- нарушение условий теплоотвода со стороны II контура;
- внесение положительной или отрицательной реактивности в ограниченный сектор активной зоны;
- отказ работы части спринклерных систем безопасности;
- тяжелые аварии с разрушением активной зоны в локальных областях.

В качестве примеров трехмерных расчетов можно рассмотреть моделирование удара струи вскипающей воды о поверхность стенки, перпендикулярной направлению истечения (рис. 3, 4), и моделирование эксперимента с отключением одного ГЦН на Калининской АЭС (рис. 5).

В программе БАГИРА используется полуявная численная схема, аппроксимирующая параметры смеси в расчетных ячейках, при этом величинами, задаваемыми неявно, служат давление, удельный массовый расход смеси и межфазные тепловые потоки. Все потоки массы и энергии линеаризуются по массовому расходу смеси с помощью решения задачи о распаде разрыва плотности на границах между ячейками. Таким образом, система исходных уравнений сводится к системе линейных уравнений

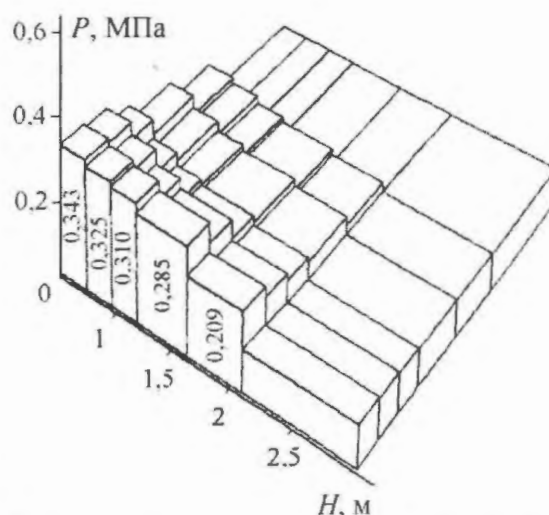


Рис. 3. Распределение давления по поверхности стенки при ударе о нее струи вскипающей воды через 0,017 с после начала истечения (H – расстояние от точки поверхности, в которую попадает центр струи)

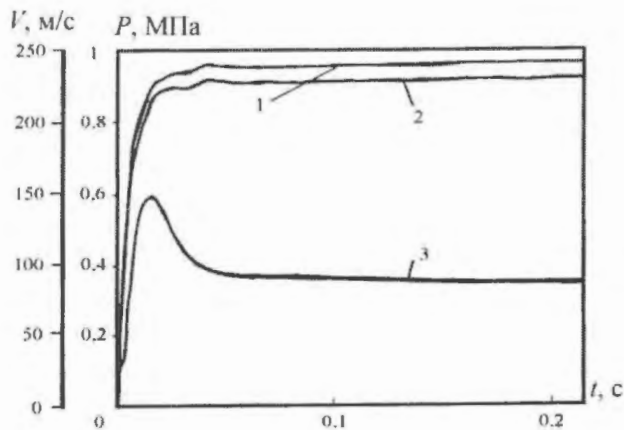


Рис. 4. Зависимости скорости и давления от времени в точке поверхности, в которую попадает центр струи: 1 – скорость пара; 2 – скорость каплей воды; 3 – давление

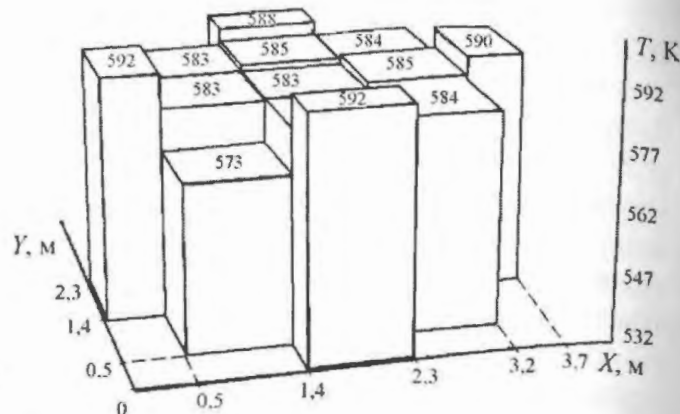


Рис. 5. Распределение температуры воды над активной зоной

относительно давления на новом временном слое, определив значения давления на котором можно рассчитать все остальные переменные.

В программе БАГИРА используются высокоточные замыкающие соотношения, применяемые в программах исследовательского класса и учитывающие различные режимы течения двухфазной смеси.

Программа БАГИРА тщательно верифицирована. Для ее верификации использовались результаты экспериментов на интегральных теплогидравлических стендах, специальных установках по исследованию отдельных физических явлений и на реальных АЭС, а также сопоставление с расчетами по другим теплогидравлическим программам. Ниже в качестве примеров приведены некоторые результаты верификации программы БАГИРА на базе эксперимента "Течь теплоносителя 3 % из холодного трубопровода" на интегральном стенде ПСБ-ВВЭР в Электрогорском научно-исследовательском центре (рис. 6), эксперимента по исследованию характеристик горизонтального парогенератора ПГВ-1000 на V блоке Нововоронежской АЭС (рис. 7) и сопоставительного расчета гипотетической тяжелой аварии "Двусторонний разрыв холодной нитки с одновременным отказом активной САОЗ" по программам БАГИРА и MELCOR (рис. 8).

Эксперимент "Течь 3 % из холодного трубопровода"
(интегральный стенд ПСБ-ВВЭР, ЭНИЦ, г. Электрогорск)

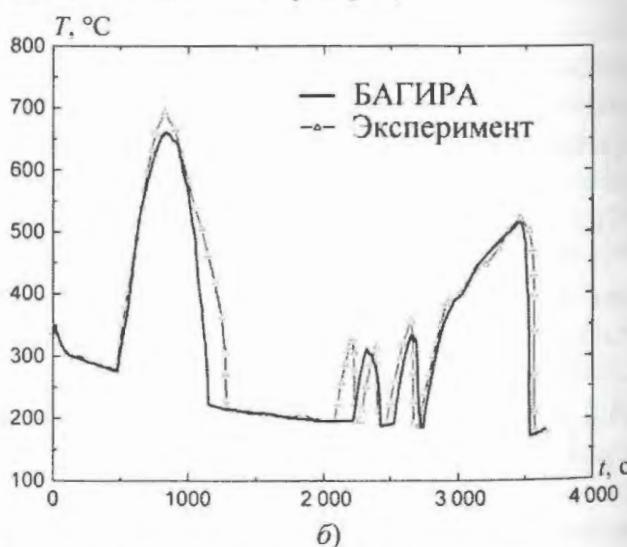
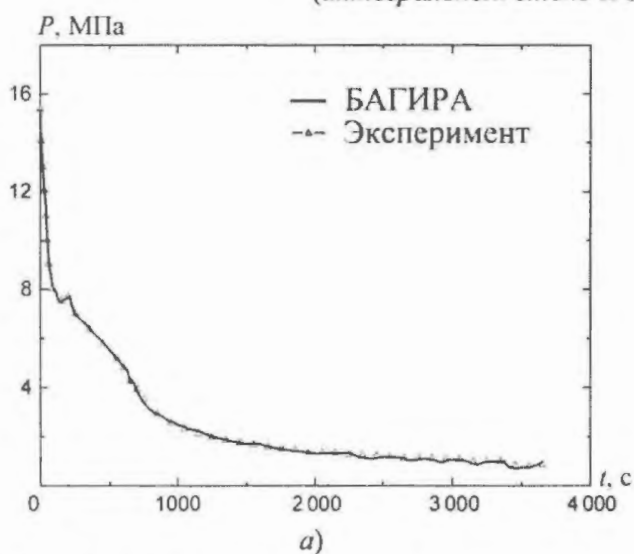


Рис. 6. Зависимости от времени давления в верхней камере смешения (а) и температуры стенки имитатора твэла на расстоянии 3,239 м от начала обогреваемого участка (б)

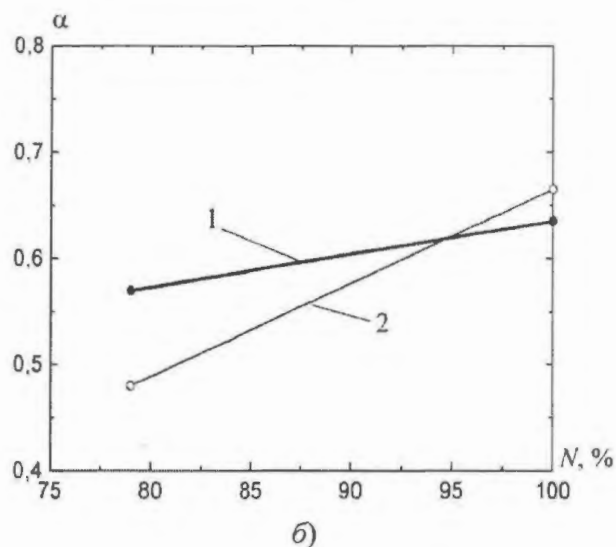
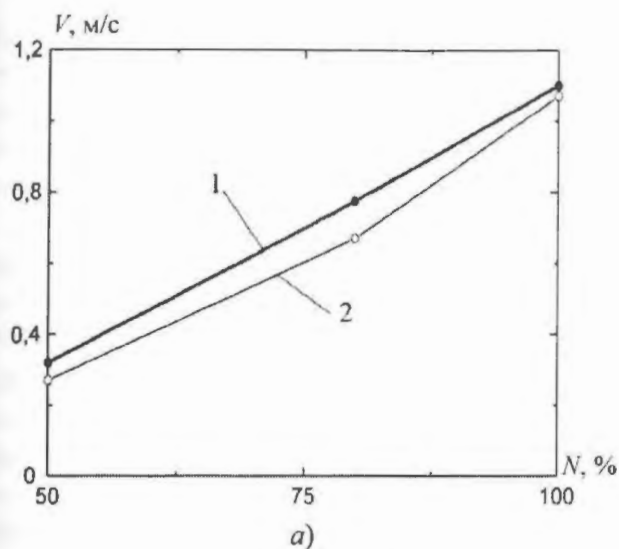


Рис. 7. Зависимость от относительной мощности реактора объемной скорости смеси (а) и объемного паросодержания (б) в зазоре между корпусом парогенератора и закраиной погруженного щита с горячей стороны теплообменного пучка: 1 – расчет по коду БАГИРА (двумерная модель парогенератора), 2 – данные Нововоронежской АЭС

Результаты верификации наглядно демонстрируют, что программа БАГИРА может применяться для анализа безопасности АЭС. Кроме того, эффективная численная схема программы БАГИРА делает возможным моделирование многих сложных нестационарных режимов АЭС в реальном масштабе времени, что в свою очередь позволяет использовать программу БАГИРА при разработке тренажеров для АЭС.

К настоящему времени тренажеры на основе программы БАГИРА уже успешно внедрены на Курской, Смоленской, Чернобыльской, Билибинской и Калининской АЭС, причем в последнем случае впервые в мире (в рамках тренажера) применены трехмерные модели корпуса реактора и парогенераторов со стороны II контура.

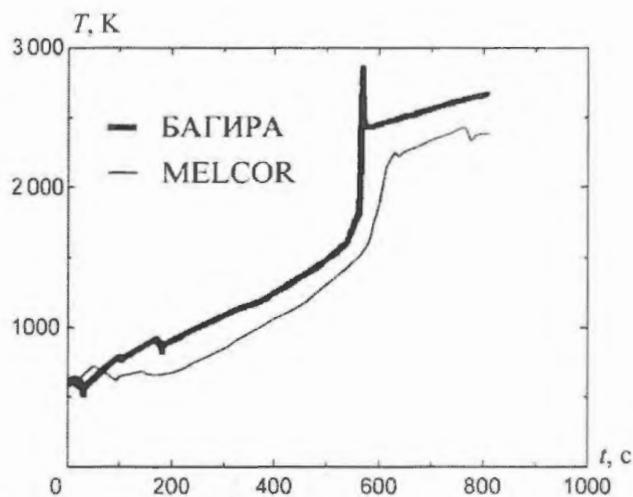


Рис. 8. Зависимость температуры верхней части центрального твэла от времени

3.2. Гидравлические модели для всего оборудования АЭС

По объему моделируемого оборудования – это наиболее широко используемые модели, которые применяются для описания самого разнообразного оборудования, начиная от маслосистемы ГЦН и кончая проточной частью турбины, что накладывает повышенные требования к гибкости таких моделей, не снижая требований к точности, поэтому во многих случаях такие модели используются и для описания процессов в I контуре.

Описание кодогенератора и графического отладчика. Кодогенератор для сжимаемой среды представляет собой инструментальное средство, позволяющее уменьшить усилия разработчиков, увеличить производительность и улучшить качество работ по созданию симуляционных задач реального времени. Он использует мощный графический редактор, который позволяет инженерам более легко моделировать сложные двухфазные потоки и сети узлов давлений. При применении кодогенератора инженер может графически создавать узлы давлений и пути, связывающие их, непосредственно на экране компьютера, вводить зна-

чения параметров в узлы сети и граничные условия. Основываясь на топологии введенной пользователем схемы и значениях указанных пользователем теплогидравлических параметров, кодогенератор автоматически создает FORTRAN-текст модели, файлы начальной инициализации массивов, рассчитывает необходимые константы. После трансляции исходного текста программы и создания исполняемого модуля пользователь может продолжить работу по отладке схемы в графическом отладчике, работающем совместно с кодогенератором.

Графический отладчик позволяет вывести на экран копию моделируемой технологической сети и ввести по выбору пользователя цветовую анимацию схемы по давлению, температуре, массовому парогазовому содержанию. В каждом объекте – узле, объеме, граничном условии, насосе, теплообменнике и т.д. можно вывести таблицу параметров, рассчитываемых в программе, а также управлять процессом расчета, манипулируя задвижками, включая и выключая насосы, и изменением ряда параметров в связях и объектах. Рассчитываемые параметры могут быть вынесены на экран в условном формате. Такая конфигурация может быть записана в отдельном конфигурационном файле. Положение задвижек и статусов насосов отображается соответствующей цветовой анимацией вне зависимости от выбранной анимации по параметрам, например, положение задвижки “открыто” – красный цвет, “промежуточное” – желтый, “закрыто” – зеленый. Попадание насосов в режим кавитации отображается миганием. В объемах отображается уровень отсепарированной жидкости. Из графического отладчика возможно управление процессом расчета – останов, пуск, пошаговый пуск, установка определенного исходного состояния, его запоминание и возврат к исходному состоянию. Кроме того для любого параметра из таблицы можно увидеть график его изменения с автоматическим выбором пределов.

Описание методики расчета. Реальная теплогидравлическая сеть моделируется введением объектов типа узел, объем, граничное условие, объединенных произвольными связями между собой (связи между граничными условиями отсутствуют). Объект объем в свою очередь разбивается на два подобъекта: верхнюю часть, занятую паро-газо-водяной смесью, и нижнюю часть, занятую отсепарированной водой.

Все объекты представляют собой в общем случае неравновесную паро-газо-водяную смесь с тепломассообменом между фазами. В объекте объем, кроме этого, выделяется нижняя часть со сконденсированной фазой, параметры которой отличаются от параметров паро-газо-водяной смеси в верхней части объема. Газовая смесь может состоять из любого количества газов в любой комбинации. В настоящий момент реализована возможность наличия 6-ти газов: воздуха, кислорода, азота, водорода, окиси и двуокиси углерода.

Система дифференциальных уравнений баланса массы, энергии и концентраций газов в объектах записывается при следующих допущениях:

- температуры пара и газа одинаковы;
- пар и газ представляют собой смесь идеальных газов, причем газовые постоянные корректируются на каждом временном шаге задачи, исходя из реальных таблиц свойств пара и газов;
- параметры в узлах, в верхней и нижней частях объема являются сосредоточенными;
- при записи уравнения баланса энергии сжимаемость воды не учитывается.

Для численного решения системы уравнений применяется эффективная неявная численная схема. Для межфазного тепломассообмена использовалась методика потоков с межфазной границы [8].

В методике также проводится расчет примесей. Система уравнений для концентраций примесей аналогична уравнениям для газов, но в отличие от газов примеси не оказывают влияния на теплофизические свойства среды.

Для определения расхода f между узлами запишем уравнение импульса для каждой фазы с учетом межфазных сил взаимодействия:

парогазовая смесь:

$$\frac{l df_{vg}}{s_{vg} d\tau} - \frac{f_{vg}^2}{2\rho_{vg}}(1 + \xi) + \omega(f_l w_l - f_{vg} w_{vg})/s_{vg} + \Delta p = 0; \quad (1)$$

вода:

$$\frac{l df_l}{s_l d\tau} - \frac{f_l^2}{2\rho_l}(1 + \xi) - \omega(f_l w_l - f_l w_{vg})/s_l + \Delta p = 0, \quad (2)$$

где l – длина участка (длина связи между ячейками); s – поперечное сечение; Δp – перепад давления между ячейками; ξ – коэффициент гидравлических потерь; w – скорость; ω – коэффициент проскальзывания, зависящий от разности скоростей фаз и паросодержания в ячейке.

Для использования неявной схемы определения давлений в узлах проведем линеаризацию квадратичного члена расходной кривой по давлению и плотности. При этом расход определяется как расход на старом временном слое плюс коэффициенты линейного разложения расхода по давлению в соседних узлах:

$$f_{ij} = f_{ij} + \alpha_i^p \frac{dp_i}{d\tau} - \alpha_j^p \frac{dp_j}{d\tau}. \quad (3)$$

Тогда коэффициенты α_i^p , α_j^p линейной части равны и определяются из уравнения (2) следующим образом:

$$\alpha^p = \alpha_i^p = \alpha_j^p = pA^2 / \sqrt{(\Delta p l / d\tau)^2 + 2\Delta p_e \rho A^2}, \quad (4)$$

где

$$\Delta p_e = \Delta p + lf / (sd\tau) + \omega fw / s. \quad (5)$$

Как отмечалось выше, параметры в объектах рассчитываются как сосредоточенные, но для концентрации парогазовой смеси вводится распределение по высоте. Зависимость концентрации парогазовой смеси от высоты представлена следующим образом:

для $\gamma \geq (1 - \alpha^{\text{mid}})$

$$\alpha = \min \left[1, \delta (\gamma - (1 - \alpha^{\text{mid}}) + \alpha^{\text{mid}}) \right]; \quad (6)$$

для $\gamma < (1 - \alpha^{\text{mid}})$

$$\alpha = \max \left(0, \delta \left(\gamma - (1 - \alpha^{\text{mid}}) \frac{(\alpha^{\text{mid}})^2}{(1 - (\alpha^{\text{mid}})^2)} + \alpha^{\text{mid}} \right) \right), \quad (7)$$

где α^{mid} – средняя концентрация парогазовой смеси в узле или в верхней части объема; γ – отношение высот входной линии к общей высоте узла или объема; δ – отношение осаждаемого расхода к общему расходу.

Параметр δ оценивается в первом приближении выражением $\delta \approx \frac{k_{\text{drop}} \nu p^l}{(1 + k_{\text{drop}} d\tau)(f_{\text{enter}} + \varepsilon)}$,

где k_{drop} – коэффициент осаждения; f_{enter} – суммарный расход воды на входе в объект.

Из уравнений (6) и (7) также получаем следующее условие:

$$\text{для } \gamma = 1 - \alpha^{\text{mid}}: \alpha = 1 - \alpha^{\text{mid}}; \int_0^1 \alpha d\gamma = \alpha^{\text{mid}}.$$

Объемная парогазовая концентрация выходящего потока рассчитывается как $\left(\int_z^{z+d} adz \right) / d$, где z – уровень от днища, на котором подсоединяется связь с объектом; d – диаметр линии связи.

4. Модели для описания систем электроснабжения

В большинстве режимов работы АЭС достаточно модели электроснабжения в предположении, что процессы, происходящие в электросетях, всегда симметричны и потому могут быть представлены однофазной эквивалентной схемой замещения. Такой подход весьма подробно описывает электромеханические переходные процессы, происходящие в системах электроснабжения, и достаточен с точки зрения полноты предоставляемой информации для специалистов, управляющих энергоблоками АЭС с блочных щитов управления (рис. 9).

В то же время для упрощения и ускорения процесса моделирования, а также для исключения случайных ошибок при моделировании динамики процессов, происходящих в электрических схемах, применяется автоматический кодогенератор/отладчик ЭЛИС. В основе программы лежит метод решения уравнений узловых напряжений, позволяющий при помощи эффективной численной схемы решать системы линейных уравнений для электрических сетей любой сложности.

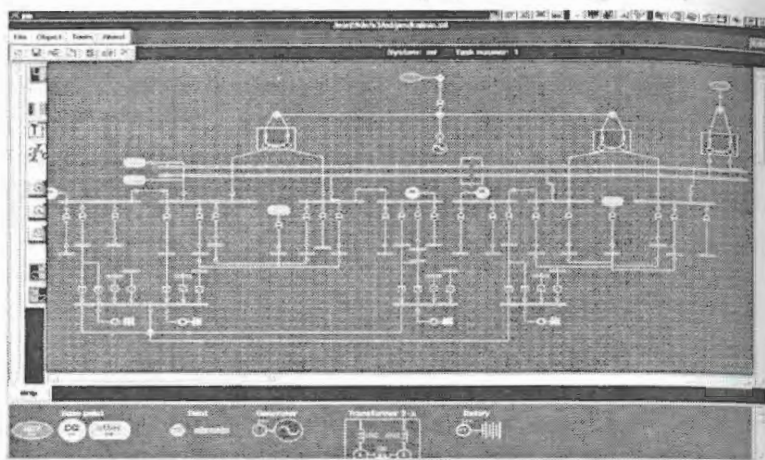


Рис. 9. Пример схемы электроснабжения собственных нужд АЭС

Кодогенератор представляет из себя инструментальное средство в системе UNIX/LINUX и спроектирован для уменьшения усилий разработчиков, увеличения производительности и улучшения качества работ по созданию симуляционных задач в режиме реального времени. При использовании кодогенератора пользователь может графически создавать базисные узлы, узлы соединений, шины нагрузок, генераторы и пути непосредственно на экране компьютера, вводить значения напряжений в узлах сети и генераторах.

Стандартная библиотека графических объектов, применяемых в электрических схемах (выключатели, трансформаторы, выпрямители, инверторы и источники – генераторы, сети, дизель-генераторы, аккумуляторные батареи и пр.), позволяет пользователю быстро и удобно размещать на моделируемой схеме выбранные элементы.

Основываясь на топологии введенной схемы и значениях указанных пользователем величин электрических характеристик, кодогенератор автоматически создает:

- графическое изображение моделируемой схемы;
- массивы исходных данных;
- файлы описания переменных для заполнения базы данных;
- фортран-текст подпрограмм, моделирующих уравнения узловых напряжений с расчетом основных величин, характеризующих электрическую сеть (напряжение, ток, мощность (полные, активные и реактивные составляющие), частоту).

Графический отладчик ЭЛИС предназначен для интерактивной отладки программ, работающих в реальном времени, созданных с использованием графического кодогенератора.

Основной задачей отладчика является графическое отображение состояния схемы в целом посредством цветовой шкалы, а также получение контекстной информации по каждому конкретному объекту схемы. Отладчик может быть использован совместно с интерактивным символьным отладчиком ISD. При работе для управления диалогом применяется стандартный Motif-интерфейс работы с мышью и клавиатурой. Пользователю предоставляется возможность по своему желанию выбирать необходимые для контроля параметры и наблюдать за ними в динамических режимах, размещая окна контроля в удобных местах (обычно рядом с соответствующим объектом контроля) прямо на графическом изображении электросхемы.

5. Модели для описания автоматических систем регулирования АЭС

Для автоматизации моделирования однотипных устройств АСУ ТП АЭС предназначена система Generic Component (GC). Создав один раз GC какого-либо устройства, например регулятора, используя язык шаблонов и таблицу входных параметров, получим модель регулятора (готовую программу-модель) с его технологическим номером, лампами, ключами, блокировками. Все данные подставляются из таблицы. Таким образом, заложив в базу данных информацию по всем регуляторам с помощью GC-регулятора можно автоматически создать регуляторы на весь проект. Собственно в этом и заключается автоматизация. Если бы устройства автоматики были уникальными, то никакой автоматизации моделирования не было бы.

Система GC создана для моделирования работы стандартных частей электрического оборудования АЭС: насосов и вентиляторов, электроприводных задвижек, регулирующих клапанов, выключателей, импульсных клапанов и т.д.

Идея создания такой системы заключается в том, чтобы, во-первых, аккумулировать в руках одного специалиста процесс моделирования всех стандартных электрических частей модели и, во-вторых, обеспечить автоматическую генерацию и регенерацию конкретных моделей оборудования (Specific components – SC) в связи с его модернизацией, при программировании реакции на неисправность оборудования или обнаружении ошибок в электрических схемах.

Очень коротко суть процесса получения SC из GC заключается в следующем. На основе электрических станционных схем пишется макрокод, содержащий формальные аргументы, замещаемые фактическими аргументами. SC моделирует работу конкретного устройства оборудования и представляет собой подпрограмму (subroutine), вызываемую из других программных модулей (module, segment) с помощью инструкции: *component <specific name>*, где *<specific name>* – имя SC.

Принципиальная схема моделирования электрических схем АСУ АЭС с помощью системы GC изображена на рис. 10.

На реальном объекте количество единиц однотипного оборудования, например задвижек, доходит до нескольких тысяч. Задвижки могут отличаться разными способами подключения к оборудованию, например, различие в питании, различные технологические параметры, блокировки (есть, нет), ключи (есть, нет), лампочки на БЩУ (есть, нет), типо-

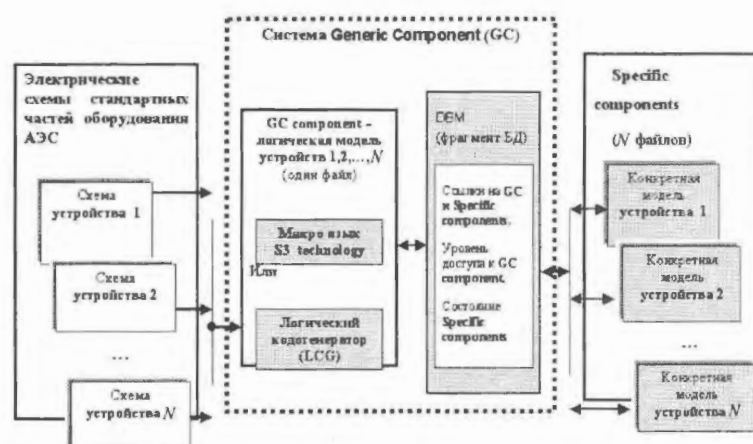


Рис. 10. Принципиальная схема моделирования электрических схем АЭС с помощью системы GC

```

.....
ift %cd = n body_10
cc
cc Touching control switch signal PPC
cc
ift %firesys = n body_05
cc
cc Calculate "off" signal from switch to ukts bus
cc
ltemp1 = (sd%tag (left1) .or. sd%tag (left2))
& .and. not. sd%tag (right4)
cc
cc Calculate "on" signal from switch to ukts bus
cc
ltemp2 = (sd%tag (right4) .and. not. ltemp1)
gotom body_10
label body_05
%id#%tag#a1 = (sd%tag (cls 1) .or. sd%tag (opn2))
& .and. %cpower
ifa %a1 body_010
ift %a1 = n body_010
%a1 = %id#%tag#a1
label body_010
ift %reserv = n body_10
%id#%tag#a2 = (sd%tag# (cls 1) .or. sd%tag# (opn2))
& .and. %cpower
ifa %a2 body_10
ift %a2 = n body_10
%a2 = %id#%tag#a2
label body_10

ift %afpow = n rf_50
if (%power .and. not. yp:%id#%afpow) then
cc
gotom rf_60
label rf_50
.....

```

Рис. 11. Фрагмент GC на макроязыке для электроприводных задвижек (MOV)

Моделирование АСУ ТП на ТПТС51 при помощи технологии "ГЕНТА". Технические средства ТПТС51 поставляются поставщиками программно-технических комплексов (ПТК) АСУ ТП вместе с программным обеспечением. Поэтому целесообразно при математическом моделировании (например для ПМТ) использовать специальные программные средства, позволяющие переносить тексты исходных программ поставщиков в операционную среду тренажеров, не внося при этом никаких собственных изменений в алгоритмическую реализацию АСУ ТП.

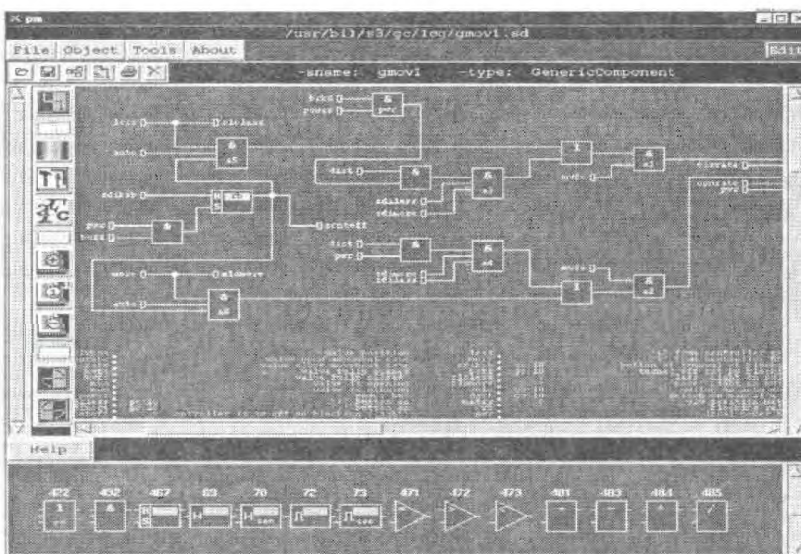


Рис. 12. GC в логическом кодогенераторе для электроприводных задвижек (MOV)

вые отказы (есть, нет) и т.д. Эти и другие нюансы очень видоизменяют компонент, моделирующий работу задвижек.

С помощью макроязыка системы GC можно осуществлять вырезку, изменение и обход блоков текста в зависимости от таблицы входных параметров. В результате из одного файла GC генерируются различные группы файлов SC. На рис. 11 приведен фрагмент электроприводных задвижек (MOV) на макроязыке.

Однако работа с GC-компонентами может быть весьма неудобна и даже серьезно затруднена из-за примитивности конструкций макроязыка и, как следствие этого, плохой читаемости текста программы. Иным подходом к проектированию GC является использование логического кодогенератора. Благодаря его графическому интерфейсу и набору библиотечных модулей увеличивается производительность разработчика GC, графическая диаграмма почти соответствует станционной документации.

На рис. 12 приведен GC в логическом кодогенераторе для электроприводных задвижек (MOV).

Технология "ГЕНТА" – это комплекс программных средств, позволяющий переводить программное обеспечение ПТК ТПТС51 на совместимую с математической моделью технологического объекта управления платформу. Обработка пакета исходных данных, получаемого от поставщика ПТК АСУ ТП на ТПТС51, программными средствами "ГЕНТЫ" позволяет однозначно интерпретировать алгоритмическую реализацию содержания программной части ТПТС51 и получить на языке С (в соглашениях US3) программы,

согласованные по интерфейсу с математическими моделями системы верхнего блочного уровня (СВБУ), исполнительных механизмов и блочных пультов управления.

Технология, базирующаяся на применении полномасштабной математической модели энергоблока, дает возможность быстро и наглядно проводить тестирование алгоритмов в период наладки ПМТ, выявлять согласованность, устойчивость и правильность алгоритмов управления в масштабах как одного ПТК, так и взаимодействия ПТК между собой и другими смежными подсистемами, включая СВБУ и исполнительные механизмы.

После несложных и быстрых операций осуществляются перенос программной реализации алгоритмов по каждому ПТК на платформу UNIX/LINUX и подготовка как входных, так и выходных интерфейсных сигналов по принятым в проекте соглашениям. Такой подход позволяет без дополнительных, долгих работ осуществить привязку программ, описывающих алгоритмы, к моделям (ПТК) верхнего уровня. При этом объектом тестирования становятся программные средства и человеко-машинный интерфейс СВБУ.

Исходными данными для разработки модели служат GET планы, STEP-M коды, интерфейсные таблицы, импортные файлы инженерной станции, база данных исполнительных механизмов и датчиков.

При создании математической модели используются следующие упрощения: не моделируется шинный обмен между стойками ТПТС; обмен сигналами происходит через разделяемую память; все модули ТПТС в модели работают синхронно, последовательно друг за другом с частотой вызова от 4 до 10 раз в секунду в зависимости от загруженности моделирующего компьютера; не моделируются задержки передачи данных и команд между стойками ТПТС и между ТПТС и СВБУ.

6. Моделирование гипотетических аварий на АЭС с ВВЭР

В настоящее время в состав проектной документации по обоснованию безопасности блоков АЭС включаются разделы, содержащие анализ гипотетических аварий, в том числе и таких, которые при длительной потере возможности охлаждения твэлов активной зоны переходят в тяжелую стадию. Вследствие этого происходят разогрев и разрушение активной зоны, выпадение материалов активной зоны в нижнюю камеру реактора, разрушение корпуса реактора и выпадение расплавленных материалов на бетон подреакторной шахты или в устройство для локализации расплава, где происходит его длительное удержание. Разрабатываются мероприятия по управлению запроектными авариями. Два последних российских экспортных проекта – Тяньваньская АЭС и АЭС Куданкулам содержат в своем составе специальные устройства для локализации расплава, которые могут быть задействованы в случае перехода гипотетической аварии в тяжелую стадию.

Для моделирования тяжелой стадии гипотетической аварии разработана программа SAM (Severe Accident Modeling), которая успешно применена в рамках проектов ПМТ АЭС Тяньвань и Куданкулам. Объем моделирования представлен на рис. 13.

Программа SAM позволяет моделировать все основные стадии тяжелой аварии:

- разогрев, расплавление и разрушение активной зоны;
- пароциркониевая реакция и выделение водорода;
- выделение радиоактивных элементов;
- выпадение расплавленных материалов активной зоны в нижнюю камеру реактора и разрушение внутрикорпусных устройств в ней;
- разрушение или проплавление днища корпуса реактора;
- удержание расплавленных материалов в устройстве локализации расплава;
- взаимодействие расплава с бетоном.

Расчетный комплекс SAM включает в себя пакеты:

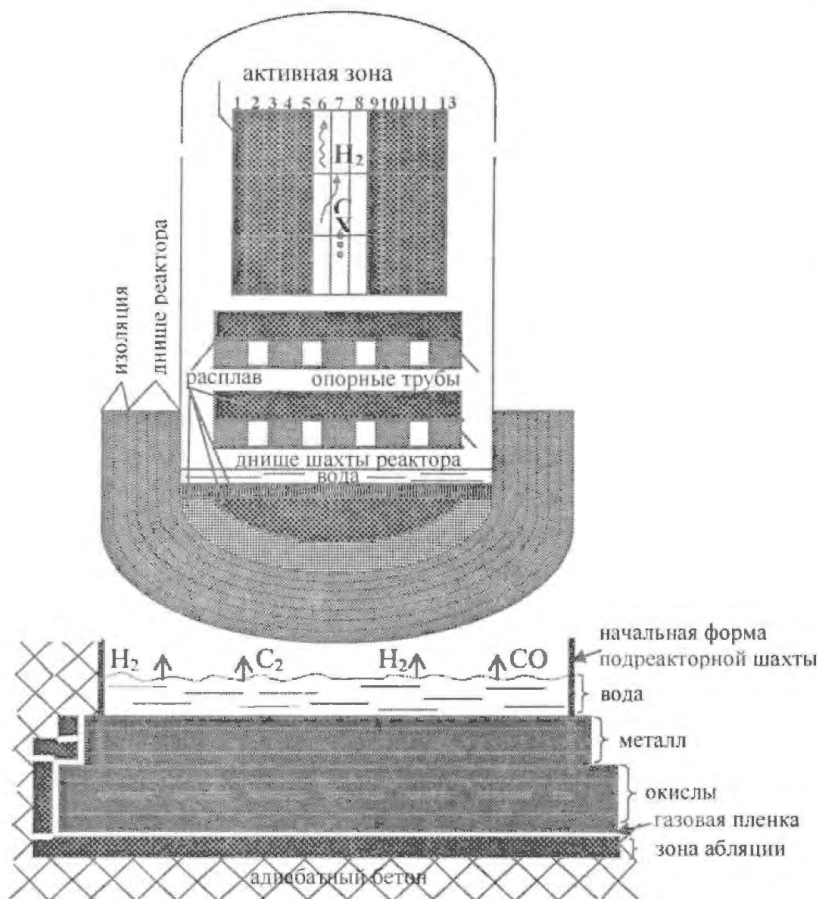


Рис. 13. Модель реактора и бетонного основания

В пакете SACORE моделируются процессы, протекающие в активной зоне реактора ВВЭР при ее разогреве, плавлении и деградации:

- распределение температур по твэлам активной зоны;
- изменение формы и структуры твэлов;
- выход расплавленных материалов активной зоны (состав, масса и энергия) в нижнюю камеру реактора;
- выход водорода;
- выход радиоактивных продуктов.

При моделировании теплообмена в активной зоне она разбивается на ряд радиальных зон с различным энерговыделением (в соответствии с радиальным распределением). Каждая радиальная зона характеризуется эквивалентным твэлом, для которого и выполняется весь анализ. При этом предполагается, что все твэлы в данной радиальной зоне подобны эквивалентному.

Эквивалентный твэл разбивается по высоте на ряд расчетных ячеек. Энерговыделение в каждой ячейке определяется в соответствии с радиальным и аксиальным профилями энерговыделения. Для эквивалентного твэла каждого контрольного объема решается одномерное уравнение для радиальной теплопроводности. При этом аксиальная теплопроводность не учитывается. При решении одномерного уравнения теплопроводности каждый контрольный объем разбивается на семь радиальных зон с изменяющимися радиусами (рис. 14).

На первой стадии процесса, когда еще нет парциркумиевой реакции, растворения топлива в расплавленном цирконии и стекания оболочки, зона 5 состоит только из циркония, а зоны 6 и 7 присутствуют в расчете как пленки двуокиси циркония малой толщины (1 мкм), что не сказывается на результатах расчета. В процессе развития тяжелой аварии учитывают-

▪ SACORE для анализа процессов, протекающих в активной зоне реактора типа ВВЭР при ее разогреве, плавлении и деградации на тяжелой стадии запроектной аварии;

▪ SALOPL для анализа процессов, протекающих в нижней камере реактора после начала выпадения в нее материалов деградирующей активной зоны до разрушения дна реактора;

▪ SACAT для анализа процессов, протекающих в устройстве локализации расплава после проплавления дна корпуса реактора и вываливания находящихся на нем расплавленных материалов активной зоны, внутрикорпусных устройств и дна в устройство локализации (для анализа данной стадии аварии на блоках, не оборудованных устройством локализации расплава, вместо пакета SACAT используется пакет SACONC для анализа взаимодействия расплава с бетоном).

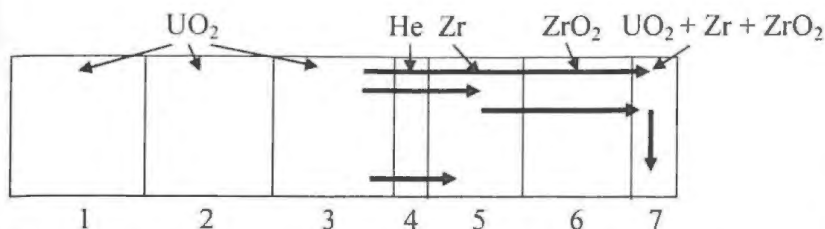


Рис. 14. Расчетная схема ячейки твэлов: 1, 2, 3 – топливо (UO_2); 4 – газовый зазор (He); 5 – оболочка твэла (Zr); 6 – слой двуокиси циркония (ZrO_2); 7 – зона перемещения расплавленных материалов ($UO_2 + Zr + ZrO_2$)

В процессе расчета число радиальных зон в каждом контрольном объеме остается неизменным, а радиусы зон для каждого контрольного объема определяются на каждом шаге через массы компонентов в зонах. В процессе разогрева твэлов происходит выход продуктов деления, находящихся в газовом зазоре твэлов и трещинах в топливе. Рассматривается вынос 11-ти основных продуктов деления.

Пакет SALOPL предназначен для моделирования процессов, протекающих в нижней камере реактора после начала выпадения в нее материалов деградирующей активной зоны.

При перемещении расплавленных материалов активной зоны в нижнюю камеру на первом этапе часть их задерживается на двух барьерах, образованных внутрикорпусными структурами нижней камеры смешения: нижней опорной плите активной зоны, перфорированном днище шахты реактора и расположенными между ними опорными трубами. Эти структуры некоторое время задерживают попадание всей массы расплавленного топлива на днище реактора.

При анализе состояния внутрикорпусных устройств учитывается весь спектр выпадающих из активной зоны материалов. Всего может быть учтено до десяти материалов. Свойства этих материалов рассчитываются в зависимости от температуры. По каждому из этих компонентов составляются балансы масс. Температура слоя материалов активной зоны, находящихся на барьере или на днище реактора, определяется как температура эвтектики компонентов, каждый из которых имеет свою концентрацию, температуру и теплоту плавления.

При выпадении частей деградирующей активной зоны в нижнюю камеру учитывается, что среди компонентов могут быть и металлы (цирконий и сталь), которые могут вступить в реакцию окисления с паром, находящимся в нижней камере. Результатом таких реакций является выделение тепла и водорода. При выпадении расплавленных материалов на днище реактора развивается его разогрев, который продолжается вплоть до его отказа (отрыва или проплавления).

При моделировании теплообмена слоя кориума с днищем реактора весь слой обломков разбивается на три зоны: прилегающая к внутренней поверхности днища корпуса реактора; центральная зона; расположенная в верхней части слоя. Нижняя и верхняя зоны составляют небольшую часть от общего объема слоя кориума. В них могут быть смоделированы нижняя и верхняя твердые корки. Центральная зона представляет собой ядро слоя обломков, которое может быть жидким или твердым.

Для моделирования распределения температуры в днище вводится разбиение на ряд расчетных слоев. Тепловой поток к днищу на внутренней границе подводится от нижнего слоя обломков. На внешней границе днища происходит конвективный теплообмен с окружающей корпус реактора паровоздушной смесью.

При нагреве днища корпуса реактора со стороны расплавленного слоя материалов активной зоны меняются прочностные свойства металла корпуса. Пределы прочности и текучести снижаются. С другой стороны на металл корпуса реактора в районе эллиптического днища действует растягивающая нагрузка, определяемая весом днища, слоя обломков на днище и воды в нижней камере и разностью давлений в реакторе и контейнменте.

ся процессы образования двуокиси циркония и водорода, растворения двуокиси урана в цирконии, образования трещин в слое двуокиси циркония, выхода и стекания расплавленных продуктов с учетом возможности их затвердевания на более холодных участках.

В процессе расчета происходит определение величины распространения в днище фронта плавления, в соответствии с которым определяются действующее и допустимое напряжения. При равенстве этих напряжений (или при достижении заданной температуры) в расчете принимается разрыв, при котором происходит вываливание всех обломков активной зоны, внутрикорпусных устройств и днища в подреакторную шахту.

Пакет SACAT предназначен для моделирования процессов, протекающих в устройстве локализации расплава после проплавления днища корпуса реактора и вываливания находящихся на нем расплавленных материалов активной зоны, внутрикорпусных устройств и днища в устройство локализации. Основной задачей такого моделирования являются определение временных характеристик процессов, протекающих в устройстве локализации, определение температур расплава, конструкционных материалов ловушки и воды, подаваемой в устройство локализации, а также анализ эффективности мероприятий по управлению аварией (подача воды на расплав и др.).

Пакет SACONC предназначен для моделирования процессов, протекающих в бетонном основании подреакторного пространства после проплавления днища корпуса реактора. Основной задачей такого моделирования являются определение глубины проплавления бетонного основания, определение выхода и температуры газов, выделяющихся в объем контейнента, а также анализ эффективности мероприятий по управлению аварией (подача воды на расплав и др.).

Моделирование взаимодействия расплава с бетоном учитывает термическое воздействие за счет: тепла, аккумулированного в расплаве; остаточного тепловыделения в выпавшем топливе; тепла химических реакций, протекающих в расплаве при взаимодействии его с продуктами разложения бетона. Часть этого суммарного тепловыделения уносится с верхней поверхности расплава в атмосферу или к слою воды, если он присутствует на расплаве. Все остальное тепло через боковую и нижнюю поверхности расплава передается к бетону.

На границах расплава при снижении температуры ниже температуры затвердевания возможно образование твердых корок. При моделировании рассматривается разделение всего расплава на два слоя: верхний (более легкий) слой металлов и нижний (более тяжелый) слой оксидов. Над верхним слоем может находиться слой воды, образующийся в момент разрушения днища реактора или возникающий позднее в результате подачи воды в рамках мероприятий по управлению аварией. Учитываются 9 химических реакций, протекающих при взаимодействии расплава с бетоном.

Расчетный комплекс SAM может быть использован в ходе развития всего аварийного процесса от исходного события до тяжелой стадии как в составе полномасштабного или аналитического тренажера, так и в комплексе с применяемыми во ВНИИАЭС теплогидравлическими программами RETACT и БАГИРА, моделирующими поведение I контура. Этот комплекс может быть использован не только в тренажеростроении, но и при разработке и анализе аварийных процедур и мероприятий по управлению запроектными авариями.

Описанная выше технология позволяет создавать полномасштабные модели, включающие все системы АЭС. Такая полнота наряду с достоинствами (высокая точность) имеет и минусы, а именно, сложность работы с большой программой и задания значительного объема исходных данных. Поэтому иногда удобно иметь комплексную, но не полномасштабную модель, которая содержит лишь необходимые для решения конкретной задачи системы. Примером такой модели служит модель в программном комплексе ТОМАС.

7. Программный комплекс ТОМАС

Программный комплекс "ТОМАС – Тренажер Оперативного Моделирования Аварийных Ситуаций", разработанный во ВНИИАЭС/ОАО "ДЖЭТ", позволяет моделировать нормальные, переходные и аварийные режимы работы АЭС с ВВЭР-1000 (В-320), включая тя-

желые аварии с плавлением активной зоны, корпуса и взаимодействием кориума с бетоном. Все программное обеспечение функционирует в операционной системе Windows 98/2000/XP.

Программный комплекс имеет следующие структурные составляющие:

- математическую модель энергоблока, описывающую нейтронно-физические, теплогидравлические, электрические и логические процессы в оборудовании и системах управления АЭС;
- математическую модель для анализа тяжелых аварий, описывающую процессы разогрева, плавления и разрушения активной зоны и корпуса реактора и взаимодействия расплава с бетоном;
- графическую систему моделирования, управления и визуализации, позволяющую осуществлять управление моделью в реальном масштабе времени (или быстрее) и представлять результаты ее работы.

Основные математические модели многократно испытаны на целом ряде полномасштабных и аналитических тренажеров АЭС с ВВЭР.

Для обеспечения простоты использования комплекса ТОМАС и оперативности расчетов аварийных режимов в нем применяются точные модели только наиболее важных компонентов энергоблока – нейтронно-физическая модель активной зоны, теплогидравлика I контура и ПГ, а также модель контейнента. Остальные технологические системы моделируются упрощенно.

К числу моделируемых относятся следующие системы: главных паропроводов и проточной части турбины, конденсатно-питательного тракта, электроснабжения собственных нужд, безопасности, вентиляции, контроля и управления, включая АЗ, ПЗ, УПЗ. Все это позволяет осуществить моделирование реакторной установки в режиме реального времени (или быстрее).

Особенностями данного программного комплекса являются:

- доступность широкому кругу пользователей ввиду низкой стоимости технических средств (PC Pentium IV) и использования операционной системы Windows 98/2000/XP;
- настройка на любой конкретный энергоблок с реактором ВВЭР-1000;
- подготовка к выполнению и проведение анализа любого сценария аварийного режима (в том числе и на стадии тяжелой аварии) с внедрением любого алгоритма действий оператора и с возможностью быстрого внесения изменений в цепочки событий, отказов и действий оператора;
- наглядная визуализация результатов моделирования на одном или нескольких компьютерах с применением современных средств мультимедиа;
- возможность многократного интерактивного воздействия на процесс;
- оснащение справочной и обучающей гипертекстовой информационной системой с “привязкой” к моделируемому оборудованию;
- моделирование тяжелых аварий.

Многооконная система позволяет эффективно работать на одном экране с несколькими панелями управления. Примеры видеок кадров приведены на рис. 15.

Верификация программного комплекса. Режимы с нарушениями нормальных условий эксплуатации сравнены с данными, полученными на АЭС в период пуско-наладочных испытаний.

Верификация программного комплекса осуществлялась на следующих режимах:

- отключение 1-го ГЦН;
- отключение 1-го ТПН;
- закрытие стопорно-регулирующих клапанов.

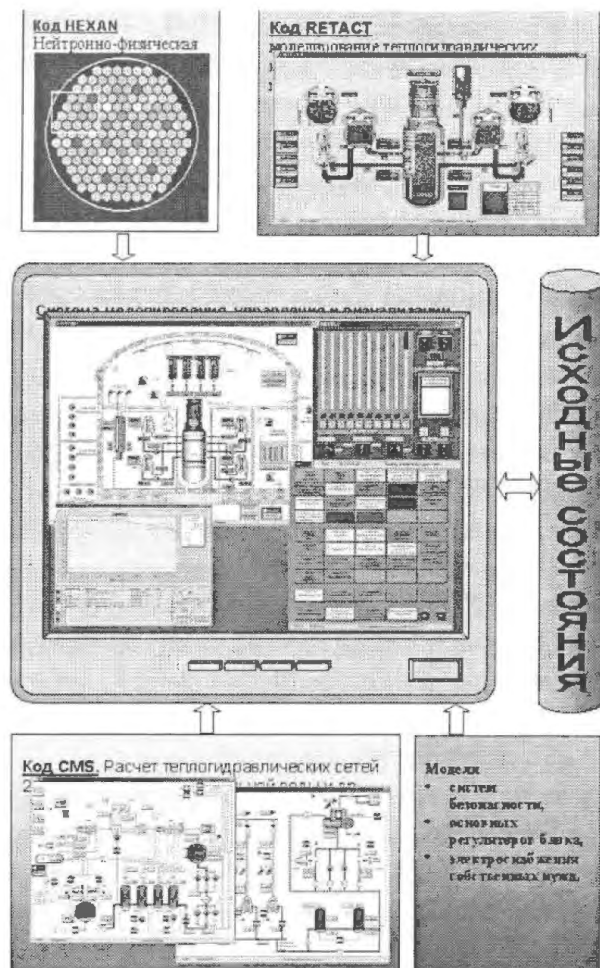


Рис. 15. Видеокдры системы визуализации ТОМАС

Эффективные расчетные методы и быстродействующие ЭВМ позволяют легко проводить различные расчеты, часто даже в режиме реального времени. Все это существенно расширяет область и эффективность использования комплексных математических моделей АЭС, в том числе для выбора оптимальных решений при проектировании АЭС, обоснования безопасности, проверки регламентов эксплуатации АЭС, проверки систем АСУ ТП, обучения персонала.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пряничников А.В., Селезнев Е.Ф., Федоров И.В. Динамические расчетные модели активных зон реакторов// ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2. – С. 64 – 70.
2. TRAC-PIA. An Advanced Best-Estimate Computer Program for PWR LOCA Analysis. NUREG/CR-0665, LA-7777-MS Informal Report R4, 1979.
3. RELAP5/MOD3 Code Manual, v. 1. Code Structure, System Models and Solution Methods. NUREG/CR-5535, 1998.
4. Lerchi G., Austregesio H. ATHLET Mod. 2.0, cycle A. GRS-P-1, Rev. 3, October 2003.
5. Bestion D. General Description of CATHARE – 2 VI.3, VI.3E, VI.3U. STR/LML/EM/94-265, September 1994.
6. Мигров Ю.А., Волкова С.Н., Юдов Ю.В. и др. КОРСАР – теплогидравлический расчетный код нового поколения для обоснования безопасности АЭС с ВВЭР//Теплоэнергетика, № 9, 2001. – С. 36 – 43.

В качестве референтной программы выбрана программа наилучшей оценки ATHLET. Сравнение с расчетом по программе ATHLET проведено для следующих аварийных режимов:

- разрыв холодной нитки Ду = 850 мм;
- разрыв холодной нитки Ду = 50 мм;
- разрыв главного парового коллектора;
- разрыв коллектора питательной воды.

Комплексные модели упрощают анализ нестационарных и аварийных режимов работы АЭС, хотя до недавнего времени ограничения вычислительной техники осложняли их создание и использование.

Однако последние достижения в области программирования и вычислительной техники делают такие модели все более доступными, а их применение все более перспективным.

Заключение

В настоящей статье на примере ВНИИАЭС описаны современные методы построения комплексных математических моделей АЭС. Эти модели отличаются высокой точностью (до современных моделей улучшенных оценок), большим объемом моделирования (до полномасштабных моделей), а современные эффек-

7. *Веселовский А.Н., Животягин А.Ф., Калинин С.Д., Крошилин А.Е., Крошилин В.Е.* Комплекс программ БАГИРА для моделирования теплогидродинамики многофазных сред//Теплоэнергетика, № 5, 1998. – С. 11 – 16.

8. *Низматуллин Р.И.* Механика многофазных сред. Части I и II. – М.: Наука, 1987.

Статья поступила в редакцию 15 августа 2005 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 3, с. 20 – 41.

УДК 621.039.51

Программный комплекс SKETCH-THENYCO для моделирования активных зон реакторов с жидкометаллическим теплоносителем

А.М. Веселов, В.Г. Зимин, А.С. Корсун, И.Г. Меринов, С.Д. Романин,

В.С. Харитонов, Н.В. Щукин,

МИФИ (ТУ), 115409, Москва, Каширское шоссе, 31

Представлены трехмерная математическая модель и основанный на ней программный код для согласованного расчета нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в активных зонах (а.з.) быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем. Приведены результаты расчета стандартной задачи для верификации теплогидравлического модуля программного комплекса. Проведен расчет некоторых стационарных и нестационарных аварийных процессов в а.з. реактора БРЕСТ.

COMPUTER CODE SKETCH-THENYCO FOR THE MODELING OF A LIQUID METAL REACTOR CORE. A.M. VESELOV, V.G. ZIMIN, A.S. KORSUN, I.G. MERINOV, S.D. ROMANIN, V.S. KHARITONOV, N.V. SHCHUKIN. Three dimension mathematical model and based on it computer code for simultaneous neutron kinetics and thermal hydrodynamics calculation in fast liquid metal reactor core are presented. Benchmark calculations for thermohydraulic module verification are given. The calculations of steady-state and transient accident processes in the BREST reactor core are performed.

Современный уровень анализа безопасности проектируемых ЯЭУ нового поколения требует проведения широкого спектра расчетов переходных процессов в штатных и аварийных режимах работы реактора. Зачастую проектировщики (особенно на этапе предварительных проработок) вынуждены ограничиться расчетами по упрощенным моделям. Такая практика оправдывается необходимостью рассмотрения многочисленных вариантов и значительными вычислительными затратами, необходимыми для расчета аварийных ситуаций по сложным трехмерным программам. Однако, использование упрощенных моделей возможно лишь для ограниченного круга переходных процессов и только в том случае, если параметры упрощенных моделей корректно рассчитываются по полномасштабным трехмерным программам. В настоящее время проекты перспективных реакторных установок (РУ) отличаются все более сложными конструкциями а.з. (бесчехловые ТВС, внутрикассетная гетерогенность, различные системы профилирования потока теплоносителя и др.). Все это призвано повысить уровень безопасности РУ и улучшить их эксплуатационные характеристики. В свою очередь усложнение конструкции ужесточает требования к применяемым моделям и реализующим их компьютерным кодам.

Здесь представлен инструмент для обоснования проектных решений по обеспечению безопасности перспективных реакторов с бесчехловой компоновкой ТВС и жидкометаллическим теплоносителем – программный комплекс SKETCH-THENYCO (Space Kinetics and Thermal Hydrodynamics). Комплекс позволяет проводить полномасштабные трехмерные совместные нейтронно-физические и теплогидродинамические расчеты переходных процессов в штатных и аварийных режимах работы реактора.

1. Физико-математические модели программного комплекса SKETCH-ТНЕНУСО

Для описания нейтронно-физических процессов в программном комплексе SKETCH используются трехмерные малогрупповые диффузионные уравнения нейтронной кинетики с учетом запаздывающих нейтронов. Пространственная дискретизация исходных уравнений выполнена с помощью конечно-разностного и нодального методов с расчетными точками в центрах разностной сетки. В модели реализована прямоугольная и гексагональная геометрия расчетной задачи. Полученная в результате пространственной дискретизации система обыкновенных дифференциальных уравнений имеет вид

$$V_g^{-1} d\Phi(t)/dt = -\hat{L}\Phi(t) + (1-\beta)\chi_p \hat{F}^T \Phi(t) + \sum \lambda_m \chi_m C_m(t); \quad (1)$$

$$dC_m(t)/dt = \beta_m \hat{F}^T \Phi(t) - \lambda_m C_m(t), \quad m = 1, \dots, M, \quad (2)$$

где g – номер энергетической группы; $\Phi(t)$ – плотность потока нейтронов; $C_m(t)$ – концентрация предшественников i -й группы запаздывающих нейтронов; \hat{L} – линейный оператор, описывающий перенос, рассеяние и поглощение нейтронов; \hat{F}^T – линейный оператор, описывающий генерацию вторичных нейтронов деления; χ_p – спектр мгновенных нейтронов деления; χ_m – спектр m -й группы запаздывающих нейтронов; β_m – доля m -й группы запаздывающих нейтронов; β – суммарная доля запаздывающих нейтронов; λ_m – постоянная распада m -й группы запаздывающих нейтронов.

Система уравнений (1), (2) решается при краевом условии

$$\alpha\Phi(t)|_{r=R} + \gamma\partial\Phi(t)/\partial n|_{r=R} = 0, \quad (3)$$

где $R \subset S$; $\alpha, \gamma \geq 0$; $\alpha + \gamma \neq 0$ на кусочно-гладкой поверхности S невогнутого конечного объема. Первая версия реализации и тестирование данной модели подробно описаны в [1].

В целях выявления наиболее подходящего комплекса подготовки макросечений и коэффициентов диффузии, а также демонстрации адекватности моделирования РУ БРЕСТ-2400 комплексом SKETCH 2000, проведено сравнение результатов расчетов по SKETCH и программному комплексу JAR-FR в 26-групповом диффузионном приближении с применением константного обеспечения CONSYST/БНАБ93 (предоставлены НИКИЭТ). Сравнились результаты, полученные для а.з. РУ БРЕСТ-300. Это сравнение можно считать вполне представительным, т.к. ТВС обеих установок (БРЕСТ-2400 и БРЕСТ ОД-300) идентичны за исключением высоты, а а.з. набраны из одинаковых типов сборок. Основные интегральные характеристики, полученные в ходе расчетов, представлены в табл. 1.

Т а б л и ц а 1. Сравнение интегральных характеристик а.з. РУ БРЕСТ ОД-300, полученных различными программными комплексами

	SKETCH&GETERA (расчет МИФИ)	SKETCH&CONSYST/БНАБ93 (расчет МИФИ)	JAR-FR&CONSYST/БНАБ93 (расчет НИКИЭТ)
$K_{эфф}$	1,00812	1,02110	1,02110
K_v	1,48117	1,54544	1,54544
K_r	1,24266	1,27625	1,27625
K_c	1,19145	1,20949	1,20949

Как видно из приведенных сравнительных характеристик, существуют некоторые различия в результатах расчетов по программам SKETCH&GETERA и JAR-FR&CONSYST/БНАБ93. Расхождения могут объясняться как различием алгоритмов расчета пространственно-энергетического распределения нейтронов, так и возможными различиями в исходных библиотеках микроконстант. Поэтому возник естественный интерес в проведении тех же самых расчетов по программе SKETCH с использованием 26-группового константного обеспечения CONSYST/БНАБ93. Эти расчеты показали полное совпадение с результатами, получающимися при применении комплекса программ JAR-FR с константным обеспечением CONSYST/БНАБ93. Последнее позволяет сделать вывод об адекватности моделирования а.з. РУ БРЕСТ-2400 с помощью комплекса SKETCH 2000.

В итоге в качестве основного средства подготовки макросечений, коэффициентов диффузии и других параметров для групповых диффузионных расчетов выбран комплекс CONSYST/БНАБ93. Выбор объясняется во многом тем, что именно этот комплекс используется подавляющим большинством исследовательских коллективов, участвующих в проекте БРЕСТ, а корректное сопоставление результатов различных авторов естественно требует единой константной базы.

Для теплогидродинамического расчета переходных процессов в а.з. быстрого реактора с жидкометаллическим теплоносителем использовалась многоуровневая модель, в которой наряду с расчетом полей температур, скорости и давления во всей зоне в приближении пористого тела (уровень "а.з.") одновременно для всего времени рассматриваемого процесса производится расчет локальных (уровень "ячейка-твэл") и осредненных (уровень "сборка твэлов") по сечению ячеек значений температур, скоростей и давлений.

Применение приближения пористого тела позволяет учесть такие особенности конструкции а.з., как бесчехловые ТВС и профилирование за счет проходного сечения. Решение задач более детального уровня дает возможность определить эффективные коэффициенты переноса импульса и энергии, сопротивления потоку жидкости, теплоотдачи и термического сопротивления твэла и тем самым замкнуть систему уравнений сохранения в пористом теле. Многоуровневый расчет позволяет корректно учитывать временные зависимости эффективных коэффициентов переноса, которые могут быть получены также из экспериментальных данных.

В используемом приближении а.з. реактора представляет собою многокомпонентное пористое тело. В качестве отдельных компонентов а.з. рассматривались однофазный теплоноситель, твэлы нескольких типов ($k = 1, \dots, \text{type}$), конструкционные элементы.

Для типичных вариантов проектируемых перспективных РУ, когда доля конструкционных элементов в зоне невелика и плотность энерговыделения в них мала, распределение по а.з. средней температуры $T_{\text{construct}}$ конструкционных элементов принимается равным распределению средней температуры T_f теплоносителя.

Уравнения сохранения массы, импульса, энергии и уравнение состояния для теплоносителя в модели пористого тела имеют следующий вид:

$$\partial(\varepsilon_f \rho_f) / \partial \tau + \text{div}(\varepsilon_f \rho_f \mathbf{u}) = 0; \quad (4)$$

$$\partial(\varepsilon_f \rho_f u_i) / \partial \tau + \text{div}(\varepsilon_f \rho_f \mathbf{u} u_i) = \text{div}(\boldsymbol{\sigma}) - F_i - \varepsilon_f (\text{grad} P, \mathbf{e}_i) + \varepsilon_f \rho_f g_i; \quad (5)$$

$$c_f (\partial(\varepsilon_f \rho_f T_f) / \partial \tau + \text{div}(\varepsilon_f \rho_f \mathbf{u} T_f)) = -\text{div}(\mathbf{q}) + q_v; \quad (6)$$

$$\rho_f = \rho_f(P, T_f), \quad (7)$$

где $\varepsilon_f \equiv V_f/V$ – пористость по теплоносителю; ρ_f – плотность теплоносителя; \mathbf{u} – вектор скорости теплоносителя; $\boldsymbol{\sigma}$ – тензор напряжений, содержащий эффективную вязкость μ_e теплоносителя; $F_i = K_i \rho_f |\mathbf{u}| u_i$ – проекция силы сопротивления потоку жидкости; P – давление теплоносителя; \mathbf{e}_i – единичный направляющий вектор координаты; g_i – проекция ускорения свободного падения; c_f – теплоемкость теплоносителя; \mathbf{q} – вектор теплового потока; q_v – эффективная плотность энерговыделения в теплоносителе.

Для определения температуры твэлов в каждом из них решается одномерное уравнение теплопроводности

$$[\rho c \partial T / \partial \tau = \text{div}(\lambda \text{grad} T) + q_v]_k \quad (8)$$

с граничными условиями третьего рода.

Описанный способ расчета реализован в компьютерном коде ТНЕНУСО-3DT [2, 3]. Для решения системы уравнений (4)...(8) необходимо определить коэффициенты эффективной теплопроводности, эффективной вязкости и сопротивления потоку жидкости. Они находятся

из экспериментальных данных или результатов решения задачи более детального рассмотрения уровня "сборка твэлов" [4, 5].

2. Верификация кода ТНЕНУСО-3ДТ

В целях верификации программного комплекса выполнено моделирование экспериментальной сборки ФЭИ [6]. Модельная ТВС а.з. реактора типа БРЕСТ представляет собой пучок стержней, расположенных в квадратной упаковке. ТВС разбита на две подзоны, различающиеся диаметрами стержней и уровнем энерговыделения. Модельная ТВС содержит дистанционирующую решетку высотой 38 мм, располагающуюся на высоте 40 см от входа. Длина зоны энерговыделения по высоте составляет 96 см. Поперечное сечение модельной сборки представлено на рис. 1. В качестве теплоносителя используется сплав натрия-калий: 22 %Na + 78 %K).

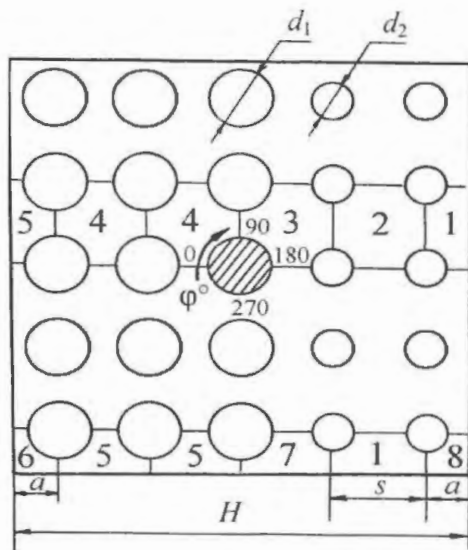
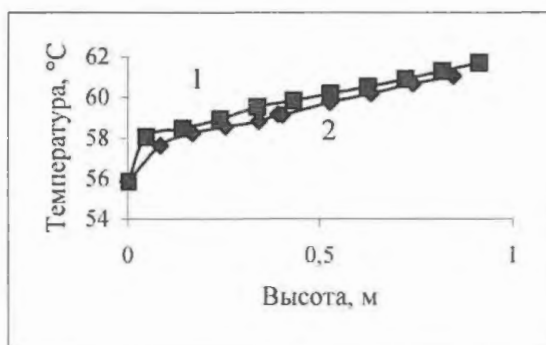
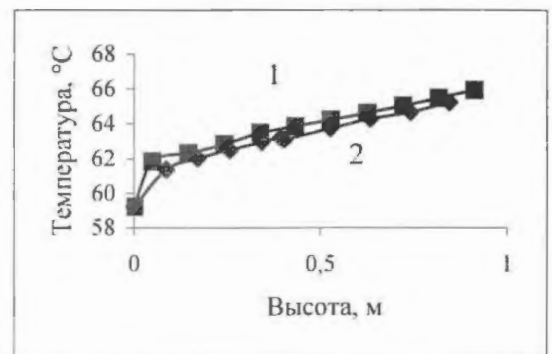


Рис. 1. Сечение модельной сборки: $a = 10,2$ мм, $H = 90,4$ мм, $s = 17,5$ мм, $d_1 = 14$ мм, $d_2 = 12$ мм; цифрами обозначены характерные ячейки

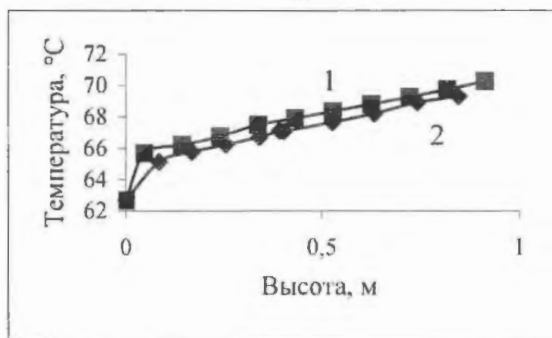
На рис. 2 показаны результаты сравнения экспериментальных и расчетных распределений по высоте ТВС температуры на внешней поверхности измерительного твэла для режимов работы с различным соотношением мощностей энерговыделения в подзоне. Цифрами 1 и 2 обозначены расчетные и экспериментальные кривые, соответственно.



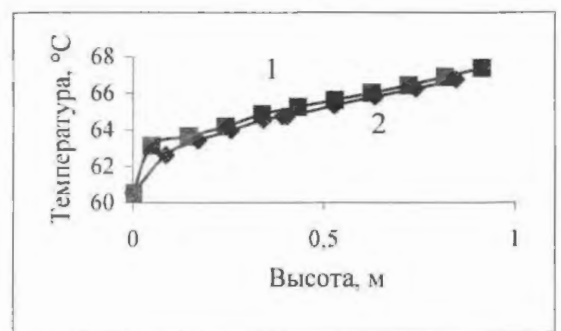
а)



б)



в)



г)

Рис. 2. Распределение температур теплоносителя по высоте ТВС при $E = 10,2$ мВ; $\bar{u} = 2,6$ м/с; $\overline{Re} = 53\ 393$ для различных соотношений мощностей энерговыделения по подзонам: а) $N_{15} / N_{10} = 1,35$ кВт / 2 кВт; б) $N_{15} / N_{10} = 1,65$ кВт / 2 кВт; в) $N_{15} / N_{10} = 2$ кВт / 2 кВт; г) $N_{15} / N_{10} = 2$ кВт / 1,65 кВт

Среднее значение отклонения расчетных значений температур от экспериментальных равняется 3 %, а максимальное расхождение 4,7 %. Расчеты показали работоспособность программного кода ТНЕНУСО-3DT на задачах данного типа.

3. Моделирование аварийных процессов в а.з. проектируемой РУ БРЕСТ-2400

В последнее время в рамках развития концепции перспективных быстрых свинцовоохлаждаемых реакторов рассматривается возможность создания РУ большой мощности (2 400 МВт эл.) БРЕСТ-2400, для которой характерны следующие конструкционные особенности:

- существенная протяженность и модульная структура а.з. реактора;
- применение бесчехловых ТВС квадратного сечения с нитридным уран-плутониевым топливом.

Разработанный программный комплекс использован для моделирования динамических процессов в а.з. РУ БРЕСТ-2400 в аварийных режимах, связанных с вводом максимальной положительной реактивности при несанкционированном выводе СУЗ, а также процессов, происходящих при наложении событий, таких как ввод положительной реактивности и одновременная блокада проходного сечения а.з. Отметим следующие основные черты РУ БРЕСТ, которые необходимо учитывать при моделировании теплогидродинамических процессов [7]. Топливом служит моонитрид урана и плутония (UN + PuN) плотностью 13 г/см³, теплопроводностью ~ 17...20 Вт/(м·°C) и температурой плавления 2 800 °C. Материал оболочки твэлов – ферритно-мартенситная сталь с 12 %Cr и 1 %Si, толщина оболочки 0,5 мм. Предельно допустимая температура внутренней поверхности оболочки 650 °C.

ТВС а.з. выполняются бесчехловыми, а твэлы в них располагаются в квадратной упаковке, что обеспечивает большую объемную долю свинца в активной зоне (70 %). В а.з. вместо обычного выравнивания радиального распределения энерговыделения обогащением топлива (реакторы типа БН) применено трехзонное выравнивание подогревов свинца и температур оболочек твэлов путем профилирования энерговыделения и расхода свинца в ТВС за счет использования твэлов разного диаметра, но с одинаковым содержанием плутония в загруженном топливе. В табл. 2 приведены геометрические параметры а.з.

Т а б л и ц а 2. Геометрические размеры а.з. реактора (без отражателя) и ряд интегральных параметров

$L, \text{ м}$	$D, \text{ м}$	$H, \text{ м}$	$K_{\text{эфф}}$	K_v	K_r	K_z
13,182	2,197	0,94	1,0255	1,926	1,636	1,177

Здесь L, D, H – соответственно длина, ширина и высота активной зоны, а $K_{\text{эфф}}, K_v, K_r, K_z$ – эффективный коэффициент размножения, объемный, радиальный и высотный коэффициенты неравномерности энерговыделения, соответственно.

Расчет *стационарного режима работы реактора на полной мощности* выполнен с целью получения распределений давления, скорости, температуры теплоносителя и твэлов, которые использовались в качестве начальных условий при моделировании рассмотренных переходных процессов.

В качестве примера на рис. 3...5 показано изменение по высоте а.з. продольной скорости и температуры теплоносителя для всех ТВС, температуры оболочки твэла и максимальной температуры топлива в центральной ТВС. Полученные распределения температуры теплоносителя в поперечном сечении а.з. на высоте 60 см от входа (в области максимального энерговыделения) представлены на рис. 6, а распределение температуры по радиусу твэла в центральной ТВС на той же высоте показано на рис. 7.

Ввод максимальной положительной реактивности (TOP WS) имитировался путем вывода всех стержней СУЗ из а.з. без срабатывания аварийной защиты. Реактивность, вносимая в данном режиме, составляет порядка $\Delta\rho \approx 2 \cdot 10^{-3}$ \$.

Режим 1 (скорость вывода стержней СУЗ 1,5 м/с) моделирует самоход стержней управления и защиты. Всплывание стержней происходит за счет потока теплоносителя, поэтому скорость ввода реактивности принималась равной скорости теплоносителя.

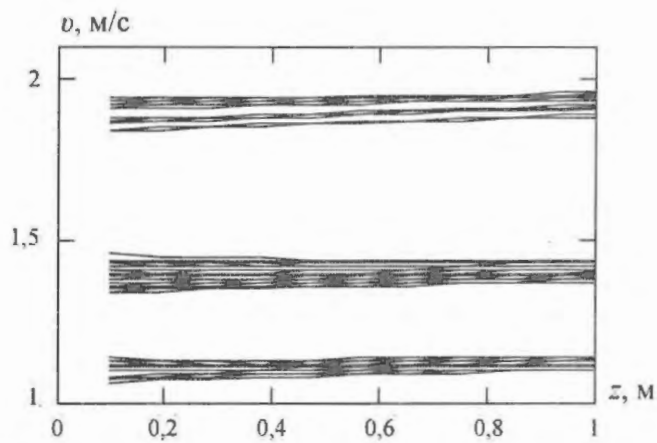


Рис. 3. Распределение по высоте а.з. продольной скорости теплоносителя (каждая кривая показывает изменение средней по сечению ТВС скорости в одной сборке)

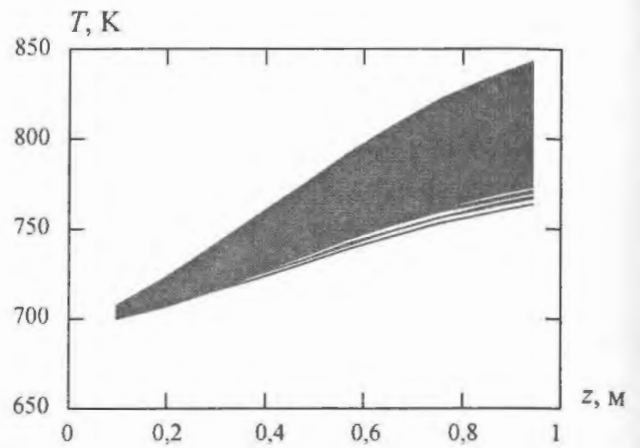


Рис. 4. Распределение по высоте а.з. температуры теплоносителя (каждая кривая показывает изменение средней по сечению ТВС температуры в одной сборке)

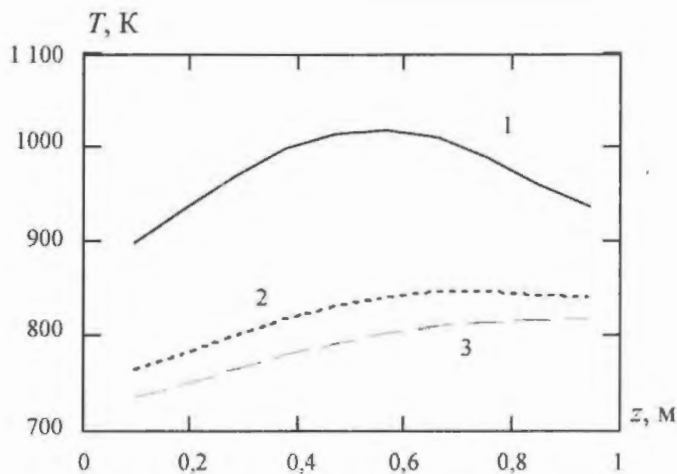


Рис. 5. Распределение по высоте а.з. максимальной температуры топлива (1), внешней поверхности оболочки (2) и теплоносителя (3) центральной ТВС

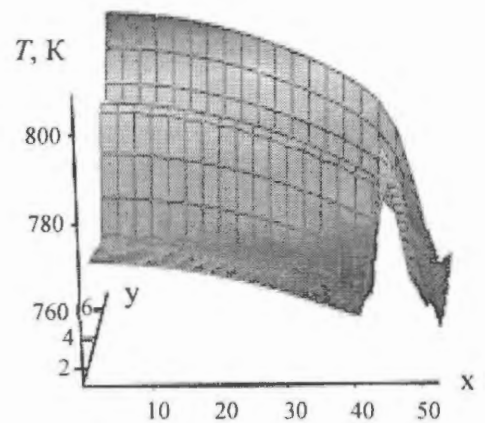


Рис. 6. Распределение температуры теплоносителя в поперечном сечении а.з. на высоте 60 см (представлена ¼ часть а.з., по осям x и y отложен номер ТВС)

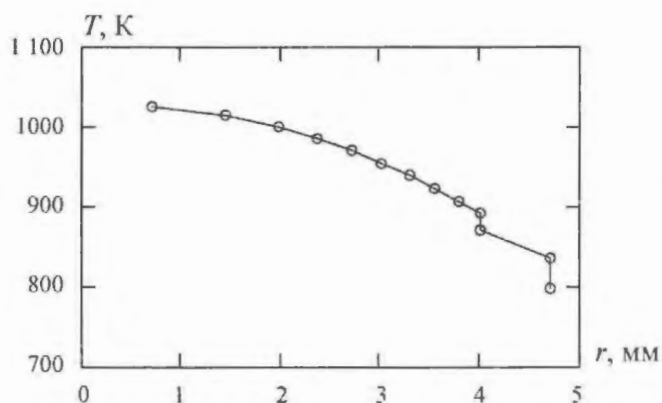


Рис. 7. Распределение температуры по радиусу твэла для центральной ТВС на высоте 60 см от входа в а.з.

На рис. 8...11 показаны изменение во времени средней температуры топлива, оболочки и теплоносителя в центральной ТВС на высоте 70 см от входа в а.з., распределение поля энергосвечения в поперечном сечении а.з. на высоте 10 см до и через 20 с после начала процесса, а также распределение температуры по радиусу твэла в центральной ТВС на высоте 70 см в установившемся стационарном режиме. Распределения температур и скоростей по высоте а.з. через 20 с после начала аварийного режима показаны на рис. 12, 13, соответственно.

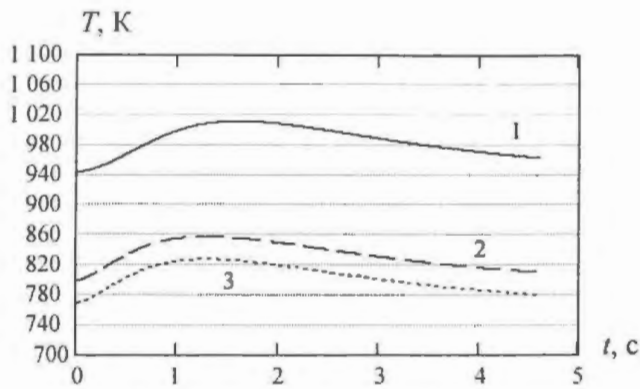


Рис. 8. Изменение во времени средней температуры топлива (1), оболочки (2) и теплоносителя (3) в центральной ТВС

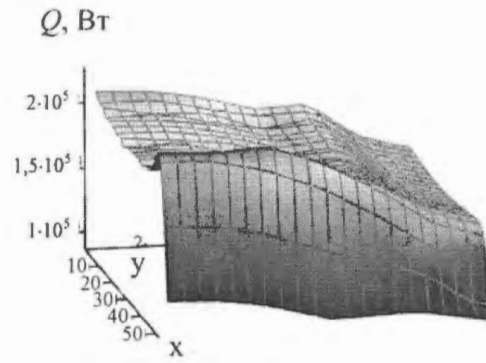


Рис. 9. Распределение поля энерговыделения в поперечном сечении а.з. на высоте 10 см перед началом процесса (представлена $\frac{1}{4}$ часть а.з., по осям x и y отложен номер ТВС)

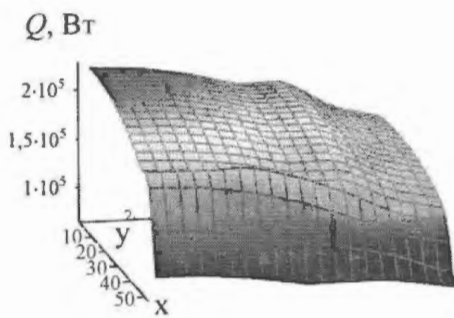


Рис. 10. Распределение поля энерговыделения в поперечном сечении а.з. на высоте 10 см через 20 с после начала процесса (представлена $\frac{1}{4}$ часть а.з., по осям x и y отложен номер ТВС)

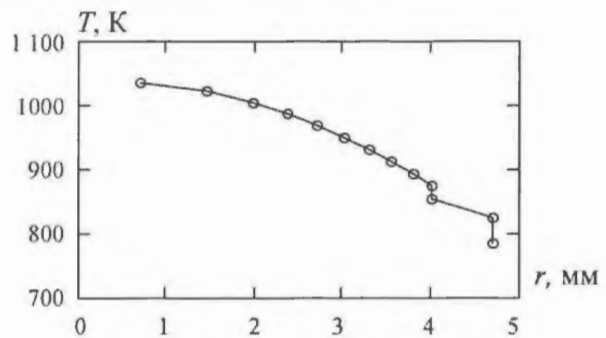


Рис. 11. Распределение температуры по радиусу твэла центральной ТВС на высоте 70 см через 20 с после начала процесса

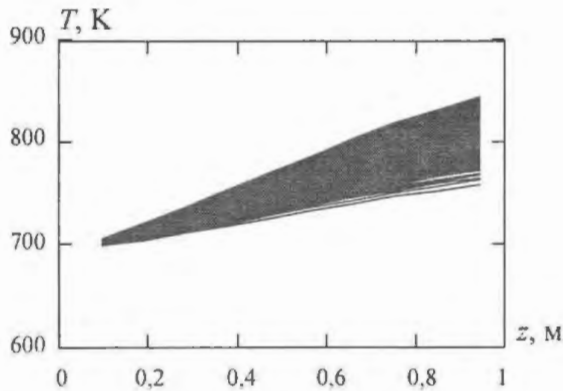


Рис. 12. Распределение по высоте а.з. температуры теплоносителя для каждой ТВС через 20 с после начала процесса

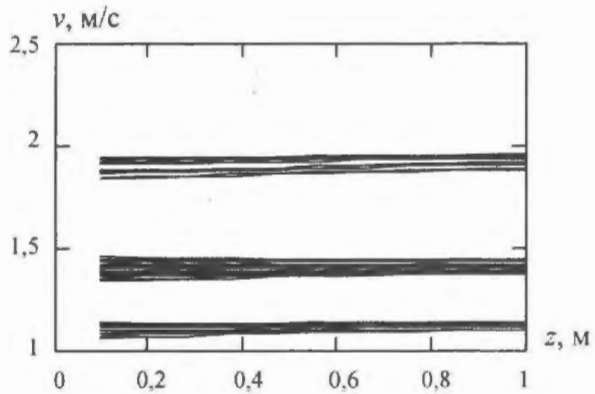


Рис. 13. Распределение по высоте а.з. скорости теплоносителя для каждой ТВС через 20 с после начала процесса

Расчеты показывают, что в рассмотренном режиме наличие доплеровского эффекта позволяет избежать недопустимых перегревов оболочки, топлива и теплоносителя.

Режим 2 (скорость вывода стержней СУЗ 4,5 м/с) может иметь место в случае локального увеличения скоростей теплоносителя во всех каналах с СУЗ, что маловероятно, но с точки зрения последствий наиболее неблагоприятно для а.з.

На рис. 14, 15 показано изменение средней температуры топлива и теплоносителя в центральной ТВС на высоте 70 см от входа в а.з. от времени за первые 90 с и 1 с, соответственно. Распределение температур и скоростей по высоте для всех ТВС в новом стационарном состоянии показано на рис. 16 и 17. Изменение поля энерговыделения в поперечном сечении а.з. на высоте 10 см в стационарном состоянии с полностью извлеченными СУЗ отображено на рис. 18. На рис. 19 показано новое стационарное распределение температур по радиусу твэла для центральной ТВС на высоте 70 см.

В этом режиме реактор переходит на новый стационарный уровень мощности за время порядка 100 с. Выбег мощности реактора достигает значения $N_{\text{макс}} = 4,1N_{\text{ном}}$, а максимальная температура оболочек твэлов $1\ 200\ ^\circ\text{C}$, что почти вдвое превышает допустимое значение. Максимальные значения температур для теплоносителя и топлива при этом не превышают своих критических значений. Таким образом, в данном гипотетическом режиме произойдет разрушение оболочек твэлов ТВС.

Потеря принудительной циркуляции свища (LOF WS) – частичная блокада проходного сечения на входе в а.з. Этот тип аварий рассматривался подробно в предыдущих работах [8]. Здесь же дан сравнительный анализ влияния обратных связей по температуре и плотности теплоносителя на теплогидравлические характеристики а.з. при блокаде на входе 16-ти центральных ТВС.

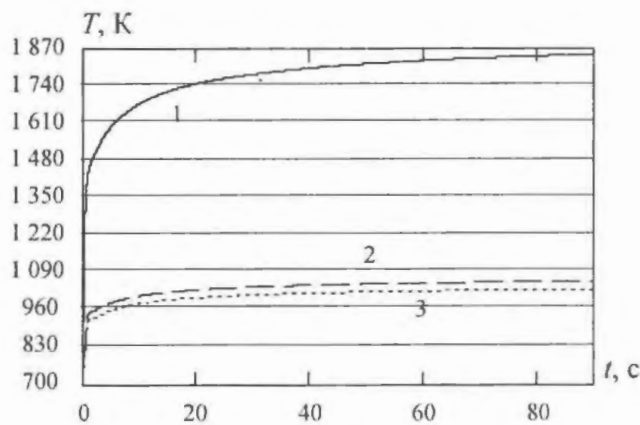


Рис. 14. Изменение средней температуры топлива (1), оболочки (2) и теплоносителя (3) в центральной ТВС на высоте 70 см за первые 90 с процесса

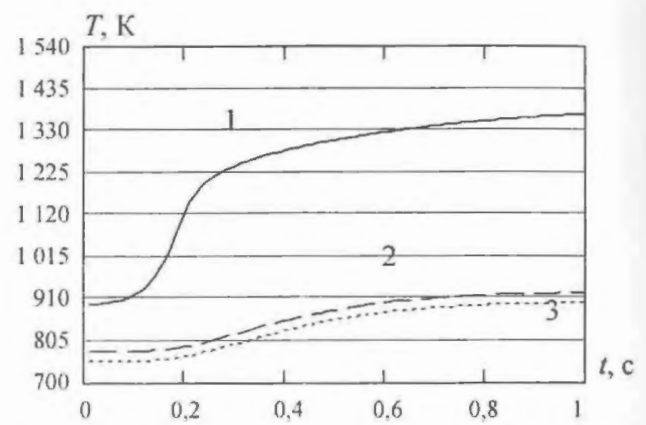


Рис. 15. Изменение средней температуры топлива (1), оболочки (2) и теплоносителя (3) в центральной ТВС на высоте 70 см в течение 1-й секунды процесса

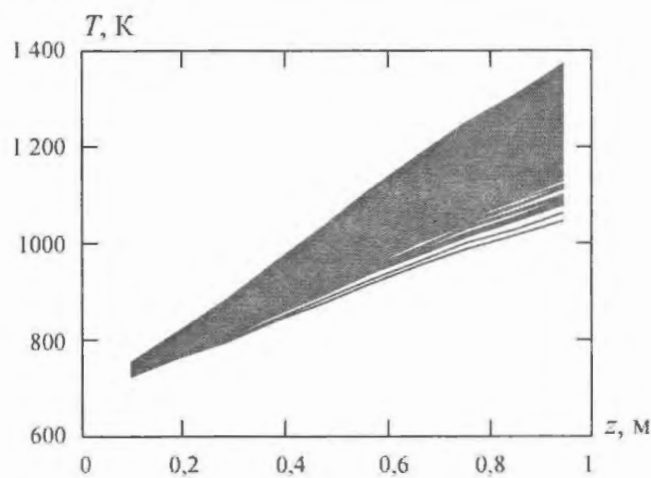


Рис. 16. Распределение по высоте температуры теплоносителя для каждой ТВС через 100 с после начала процесса

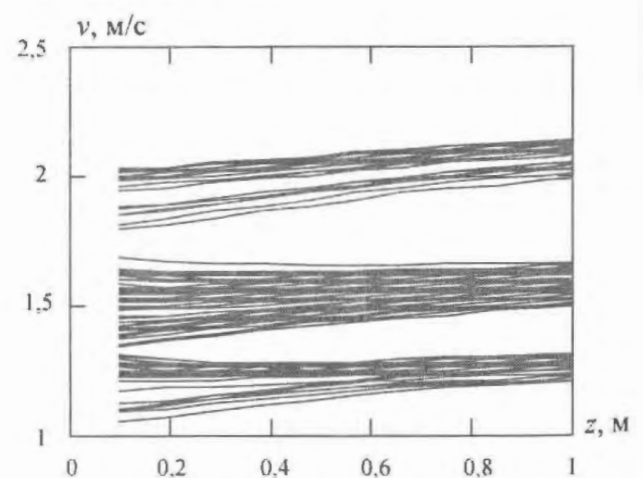


Рис. 17. Распределение по высоте скорости теплоносителя для каждой ТВС через 100 с после начала процесса

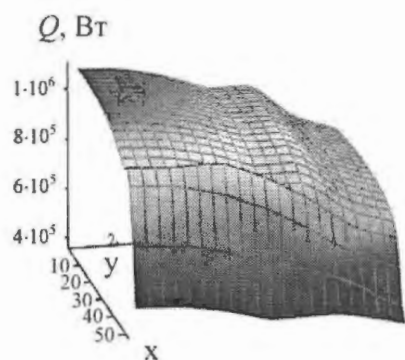


Рис. 18. Распределение поля энерговыделения в поперечном сечении а.з. на высоте 10 см через 100 с после начала процесса (представлена $\frac{1}{4}$ часть а.з., по осям x и y отложен номер ТВС)

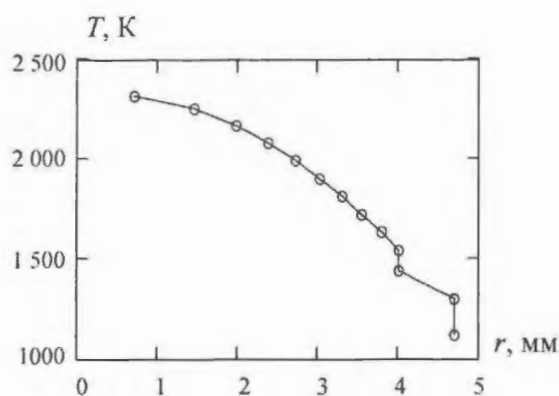


Рис. 19. Распределение температур по радиусу твэла центральной ТВС на высоте 70 см через 100 с после начала процесса

На рис. 20...22 приведены расчетные зависимости средней температуры теплоносителя от времени процесса, распределения температуры по радиусу твэла на высоте 70 см и температуры теплоносителя по высоте а.з. в установившемся стационарном состоянии, полученные без учета обратных связей (1) и с их учетом (2), для центральной блокированной ТВС. Как видно из графиков, учет наличия отрицательных коэффициентов реактивности по температуре и плотности теплоносителя приводит к снижению максимальных значений температур и уменьшению времени действия перегревов.

Проведенные расчеты показали, что бесчехловая конструкция ТВС обеспечивает в рассматриваемых переходных процессах возникновение заметных поперечных перетечек теплоносителя, которые при блокаде на входе даже 16-ти ТВС позволяют сохранить температуры теплоносителя и твэлов в допустимых пределах. Наиболее опасно возникновение блокады проходного сечения в зоне высокого энерговыделения (в районе 70 % высоты а.з.). При этом в первую очередь аварийная ситуация возникает из-за превышения максимально допустимой температуры оболочки твэлов.

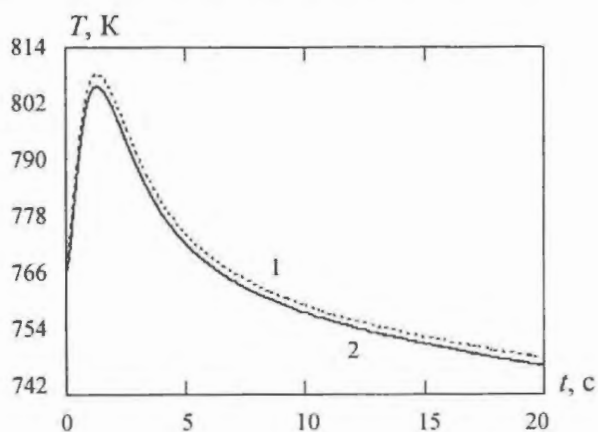


Рис. 20. Зависимость средней температуры теплоносителя в центральной ТВС на высоте 70 см от времени процесса, полученная без учета обратных связей (1) и с их учетом (2)

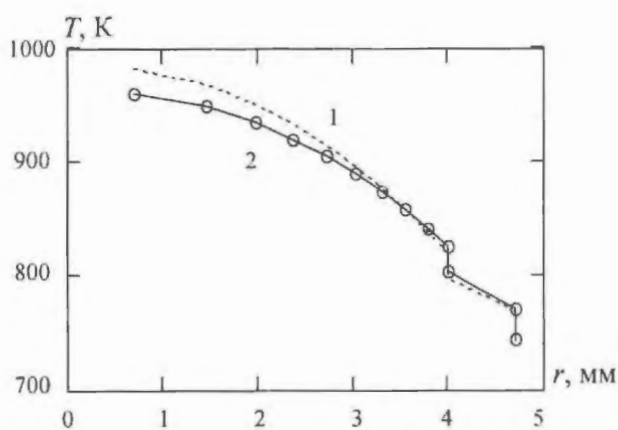


Рис. 21. Распределение температуры по радиусу твэла, находящегося в центральной ТВС на высоте 70 см через 20 с после начала процесса, полученное без учета обратных связей (1) и с их учетом (2)

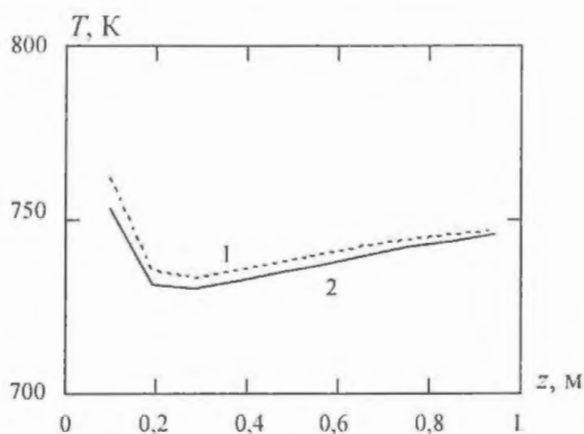


Рис. 22. Распределение температуры теплоносителя в центральной ТВС по высоте а.з. через 20 с после начала процесса

анализ неопределенностей расчетов будет проводиться с помощью сертифицированных программных комплексов.

С помощью комплекса SKETCH-THENYCO проведено расчетное моделирование ряда аварийных ситуаций (TOP WS, LOF WS) для а.з. проектируемой РУ БРЕСТ-2400. Полученные на сегодняшний день результаты показывают, что представленный комплекс позволяет решать актуальные задачи проектирования перспективных быстрых жидкометаллических реакторов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Щукин Н.В., Зимин В.Г., Романин С.Д., Витрук С.Г., Корсун А.С., Батурич Д.М.* Программный комплекс SKETCH для моделирования пространственной динамики перспективных быстрых реакторов // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4. – С. 8 – 27.
2. *Аналитическое* и расчетное обеспечение проектных решений АЭС с реактором БРЕСТ большой мощности (БРЕСТ-2400) и газотурбинным циклом преобразования энергии / Отчет о НИР. Гос. рег. № 01200216755. – М.: МГТУ им. Н.Э. Баумана, 2002.
3. *Веселов А.М., Корсун А.С., Меринов И.Г., Романин С.Д., Харитонов В.С., Щукин Н.В.* Нейтронно-теплогидродинамический расчет активной зоны проектируемой РУ “БРЕСТ-2400” / Научная сессия МИФИ-2003. Сб. научных трудов. Т. 8. – М.: МИФИ, 2003. – С. 83 – 84.
4. *Корсун А.С.* Эффективная теплопроводность пористых структур, составленных из пучков стержней или труб / Теплообмен ММФ_4. Труды IV Минского межд. форума. Т. 10. Минск, 2000. – С. 242 – 250.
5. *Корсун А.С., Викулова С.В.* Эффективная теплопроводность вдоль сборки ТВЭЛ при ее продольном обтекании / Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Труды межд. конф. “Теплофизика-98” в 2-х томах. Т. 1. Обнинск, ГНЦ РФ ФЭИ, 1998. – С. 77 – 87.
6. *Жуков А.В., Кузина А.Ю., Сорокин А.П., Богословская Г.П., Филин А.И., Леонов В.Н., Смирнов В.П., Сила-Новицкий А.Г.* Спецификация стандартной задачи. ГНЦ РФ ФЭИ, 2004.
7. *Орлов В.В., Смирнов В.С., Филин А.И., Сила-Новицкий А.Г., Леонов В.Н., Цикунов В.С., Баринков С.В., Козут В.А.* Детерминистическая безопасность реакторов БРЕСТ / 11th International Conference on Nuclear Engineering, Tokyo, Japan, 2003.
8. *Веселов А.М., Корсун А.С., Меринов И.Г., Романин С.Д., Харитонов В.С., Щукин Н.В.* Моделирование нейтронно-теплогидродинамических процессов в активной зоне РУ “БРЕСТ-2400” / Научная сессия МИФИ-2004. Сб. научных трудов. Т. 8. – М.: МИФИ, 2004.

Заключение

Получен инструмент моделирования а.з. реакторов с жидкометаллическим теплоносителем – интегрированный программный комплекс (SKETCH-THENYCO), основанный на модернизированной версии нейтронно-физического расчета и новой, существенно переработанной версии теплогидродинамического расчета. Сравнение расчетов и экспериментальных данных для модели ТВС типа БРЕСТ (сборка ФЭИ) показало работоспособность кода THENYCO. Среднее значение отклонения расчетных значений температур от экспериментальных равняется 3 %, а максимальное расхождение 4,7 %. Дальнейший

Статья поступила в редакцию 23 июня 2005 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 3, с. 41 – 50.

Компьютерный комплекс оптимизационных программ (код) "TOBAS"*А.В. Клименко,*

Общественный фонд "Институт системно-экономических исследований им. Я.В. Шевелёва",
144009, г. Электросталь Московской области, а/я 9

Описаны возможности компьютерного комплекса оптимизационных программ (кода) "TOBAS", предназначенного для оптимизации развития системы отраслей, функционально связанных между собой, в частности, ядерного топливно-энергетического комплекса (ЯТЭК).

THE "TOBAS" OPTIMIZATION COMPUTER CODE. A.V. KLIMENKO. The opportunities of the "TOBAS" computer code intended for optimization of development of system of branches, functionally connected among themselves, in particular, of nuclear fuel and energy complex are described.

1. Общая характеристика

Компьютерный комплекс оптимизационных программ (код) "TOBAS" написан на языке Фортран в машинно-независимой форме и предназначен для оптимизации многоиерархических многомерных структур большой сложности.

Оптимизация является элементом процесса принятия решения. В частности, код "TOBAS" оптимизирует развитие и размещение отрасли (включая крупные предприятия-технологические монополии), а также системы отраслей, функционально связанных между собой, и составляет долгосрочный план развития и размещения отрасли (системы отраслей).

Код "TOBAS" открыт для любых моделей, т.е. идеология "TOBAS" такова, что его можно наполнять (и дополнять) любыми моделями (экономическими, физическими, техническими, экологическими, биологическими, медицинскими и т.д.). При этом имеется возможность генерировать модели производств (или процессов) любой конфигурации.

Поскольку отрасль может включать крупные предприятия-технологические монополии, то решаемая задача оптимизации является нелинейной, частично-целочисленной, динамической задачей невыпуклого математического программирования большой размерности. С математической точки зрения этот класс оптимизационных задач является самым трудным.

По желанию пользователя код "TOBAS" отыскивает либо допустимое (согласованное) решение, либо оптимальное решение. Ограничения на размерность задачи у "TOBAS" отсутствуют¹⁾, реальным ограничением являются ресурсы компьютера.

При оптимизации из всех сбалансированных планов код "TOBAS" выбирает и выдает пользователю один план, который лучше прочих по критерию, заложенному в "TOBAS". В качестве критерия (по умолчанию) используются суммарные (за плановый период, равный бесконечному интервалу планирования) дисконтированные (или, иначе, приведенные)

¹⁾ Теория решения задач оптимизации большой размерности не разработана так совершенно, как задач малой размерности. При решении задач оптимизации большой размерности возникают вычислительные трудности, которые в терминах задачи линейного программирования можно характеризовать как потерю значимости коэффициента симплекс-таблицы, из-за чего исходная задача искажается. При этом пользователь может не подозревать, что он решает не первоначально поставленную, а совсем другую смысловую задачу. В коде "TOBAS" имеются специальные алгоритмы, предохраняющие от потери смысла первоначально поставленной задачи.

затраты на размещение, строительство, эксплуатацию, модернизацию и снятие с эксплуатации предприятий системы отраслей, включая ущербы окружающей среде и жизни людей от процессов, протекающих во времени на предприятиях этой системы отраслей.

Код "TOBAS" учитывает предысторию развития системы отраслей, т.е. динамику плана, построенного до начала интервала планирования (оптимизации) и не подлежащего изменению, что важно для учета уже существующих производственных мощностей и процессов.

В коде "TOBAS" предусмотрена автоматическая генерация системы ограничений и целевой функции. Оптимизация возможна как в полностью автоматическом режиме, так и в интерактивном режиме, когда можно изменять точку, с которой начинается оптимизация, а также управлять целевыми функциями (их может быть несколько), переходя от одной к другой. Предусмотрен сервис, позволяющий следить за ходом оптимизации, текущим планом и наилучшим планом к моменту просмотра состояния задачи. Имеется возможность запуска задачи с разных базисов. С целью сокращения времени поиска оптимального плана в процессе поиска каждого последующего плана используется один из предыдущих уже найденных базисов.

Оптимизационные модели и алгоритмы кода "TOBAS" даны в [1...3]. При оптимизации системы отраслей согласование планов отдельных отраслей происходит так, как это описано в [1], с учетом возможной синхронизации параметров отраслей (моментов ввода и переключения режимов работы в любой комбинации).

Для каждой отрасли из системы отраслей с помощью кода "TOBAS" определяются в плановом периоде:

- количество площадок для размещения (расширения) производств; предельная (суммарная) установленная мощность каждой площадки; моменты ввода площадок в эксплуатацию;
- количество предприятий на каждой площадке; моменты ввода предприятий в эксплуатацию на каждой площадке и установленные мощности этих предприятий;
- загрузка (режимы работы) каждого предприятия для любого момента времени (для предприятий изотопного разделения ядерного топливного цикла (ЯТЦ) определяются для любого момента времени еще и конфигурация (профиль) каскада, концентрация урана-235 в отвале и регулируется поступление на переработку ранее накопленных отходов урана с более высокой концентрацией легкого изотопа, чем в отвале в данный момент времени);
- складские запасы сырья и продуктов в любой момент времени;
- цены оптимального плана на все виды продукции для любого момента времени, а для ЯТЦ определяются еще и цены отвального урана;
- график расходов (затрат) на размещение, строительство, эксплуатацию, модернизацию и снятие с эксплуатации предприятий;
- штрафы за вредные выбросы в окружающую среду и вред жизни людей;
- суммарные дисконтированные затраты и доход.

Вычисляются также суммарные дисконтированные затраты и доход на всю программу развития и размещения предприятий системы отраслей.

Исторически "TOBAS" [4] разрабатывался Я.В. Шевелёвым и А.В. Клименко с 1977 г. применительно к оптимизации развития и размещения системы отраслей ЯТЭК, включающего в себя отрасли-звенья ЯТЦ, ядерные энергетику, машиностроение, приборостроение и т.д. Код "TOBAS" опробован при оптимизации производств изотопного разделения урана, фабрикации топливных элементов и сборок для ядерных реакторов, радиохимической переработки облученных материалов, ядерной энергетики и других.

В результате оптимизации ядерной энергетики пользователь среди обширного потока выходной информации может иметь следующую информацию с малым шагом по времени:

- расход изотопов урана, г/год ;
- запасы добытого урана (в пересчете на используемые изотопы урана) в месторождениях, г;
- расход изотопов плутония, г/год ;
- запасы изотопов плутония на складе, г ;
- расход (г/год) и запасы (г) минорных актинидов;
- замыкающие затраты на добычу природного урана, долл/г ;
- динамическая рента природного урана в пересчете на уран-235 (цена недобытого урана-235 в замыкающем месторождении), долл/г ;
- цена урана-235 в добытом природном уране, долл/г ;
- цена урана-235 в обогащенном уране, долл/г ;
- цена урана-235 в отвальном уране, долл/г ;
- цена урана-235 в облученном выгруженном из ядерных реакторов топливе, долл/г ;
- цена делящегося плутония в облученном топливе, долл/г ;
- средние дисконтированные цены урана-235 и делящегося плутония, долл/г ;
- цены электроэнергии разных видов (базисной, пиковой, полупиковой и т.д.) в энергосистеме, долл/(кВт·ч) ;
- цены тепловой энергии разных потенциалов в энергосистеме, долл/Гкал ;
- структура оптимального плана: типы сооружаемых ядерных энергетических установок (ЯЭУ); скорости ввода мощностей для разных типов ЯЭУ, МВт/год; установленные мощности для разных ЯЭУ, МВт ; режимы работы каждой ЯЭУ;
- потоки используемых делящихся и неделящихся изотопов на входе (загрузка, подпитка) и выходе (облученное выгруженное топливо) каждой ЯЭУ;
- удельные приведенные затраты на строительство, эксплуатацию, модернизацию и снятие с эксплуатации (включая топливную составляющую) для ЯЭУ разных типов, долл/кВт ;
- топливные компоненты удельных приведенных затрат на пуск, эксплуатацию, модернизацию и снятие с эксплуатации для ЯЭУ разных типов, долл/кВт ;
- топливные компоненты цены электроэнергии для ЯЭУ разных типов с учетом и без учета затрат на циркуляцию топлива во внешнем топливном цикле, долл/(кВт·ч) ;
- топливные компоненты себестоимости электроэнергии для ЯЭУ разных типов с учетом и без учета затрат на циркуляцию топлива во внешнем топливном цикле, долл/(кВт·ч).

В настоящее время в коде “ТОВАС” реализована, совершенствуется и эксплуатируется следующая модель оптимизации энергосистемы.

2. Модель оптимизации энергосистемы

Рассмотрим энергетическую систему²⁾, к которой предъявляются i (причем $i = \overline{1, I}$) видов спросов на энергию разных потенциалов (например, электроэнергия базисная, полупиковая, пиковая и т.д., тепло разных потенциалов и т.д.). Энергосистема работает на *расчетном* интервале $(-\infty, T)$ времени, который складывается из *допланового* $(-\infty, 0)$ и *планового* $(0, T)$ интервалов, причем T – длительность планового периода (возможно $T = +\infty$).

В энергосистеме действуют и могут вводиться в эксплуатацию (для удовлетворения i видов спросов) энергостанции (электростанции, станции теплоснабжения, технологические станции, использующие процессы выработки энергии на энергостанциях, и т.п.) типа r

²⁾ Под энергетической системой мы понимаем здесь энергосистему планеты либо континента или нескольких континентов, либо региона, либо страны, либо области страны, либо района области, наконец, это может быть одна энергоплощадка, на которой размещены энергоблоки или даже один энергоблок.

(причем $r = \overline{1, R}$; например, r = тепловой энергоблок на природном газе, ядерный энергоблок с реактором типа ВВЭР-440, ядерный энергоблок с реактором типа ВВЭР-1000 и т.д.), использующие в качестве сырья возможности l (причем $l = \overline{1, L}$) энергетических комплексов по добыче и выработке первичных источников энергии (первичного энергетического сырья, например, l = уголь, природный газ, гидроресурсы, нефть, ядерная энергия, солнечная энергия и т.д.).

Энергостанции разных типов размещаются на площадках ω размещения, причем на одной площадке могут размещаться энергоблоки разных типов, не только использующие один вид сырья разного сорта (например, ядерные энергоблоки типа ВВЭР-440 и типа ВВЭР-1000), но и разные виды сырья (например, энергоблоки на мазуте, природном газе, угле или любая другая комбинация энергоблоков). При этом на одной площадке ω размещения могут располагаться энергоблоки, несущие разную нагрузку (например, один энергоблок – базисную, другой – полупиковую, а третий включен для покрытия пиковой нагрузки энергосистемы, имея свою собственную нагрузку, равную или меньшую номинальной мощности, и т.д.). А также один и тот же энергоблок может участвовать в покрытии спроса на энергию разных видов i (например, вырабатывать одновременно базисную электроэнергию и тепло определенных потенциалов).

Система ограничений модели энергосистемы и функционал (он может быть любой; по умолчанию в качестве функционала приняты суммарные дисконтированные затраты на всю программу развития и функционирования энергосистемы) учитывают также, что для каждого энергоблока типа r , введенного в эксплуатацию с порядковым номером j на площадке ω размещения в момент $t_{j(r,\omega)}$ времени, имеются соответствующие затраты и конечные сроки:

- $\tau_{j(r,\omega)}^{(\text{construction})}$ строительства; в связи с этим учитываются расходы, связанные со строительством этого энергоблока;
- $\tau_{j(r,\omega)}$ службы энергоблока; в связи с этим учитываются расходы, связанные с эксплуатацией, вводом замещающих (взамен выбывающих) мощностей, а также расходы, учитывающие снятие с эксплуатации выбывающих мощностей;
- $\tau_{j(r,\omega)}^{(\text{modernization})}$, после которого производится модернизация оборудования энергоблока типа r , введенного в эксплуатацию на площадке ω размещения в момент $t_{j(r,\omega)}$ времени; в связи с этим учитываются расходы, связанные с модернизацией этого энергоблока.

Функционал и множество переменных оптимизационной задачи построены так, что позволяют перераспределять нагрузку между площадками ω размещения и отдельными энергоблоками типа r на одной площадке, а также маневрировать загрузкой каждого энергоблока, т.е. в любой момент времени автоматически определяется оптимальный режим работы энергоблока: работать на номинальной мощности либо на сниженной мощности (обусловленной техническими возможностями снижения мощности) вплоть до полного выключения энергоблока (нулевая мощность). Функционал учитывает связанные с этими возможностями затраты.

Модель также позволяет маневрировать загрузкой и подпиткой топлива: в разные моменты времени энергоблок может работать на топливе разного сорта. Например, энергоблок ВВЭР-1000 в один момент может работать на урановом топливе одного состава, в другой – на урановом топливе другого физически допустимого состава, в третий – на плутониевом, в четвертый – на уран-плутониевом, в пятый – на другой физически допустимой композиции топлива и т.д. Функционал учитывает связанные с этими возможностями затраты.

Предусмотрено, что любой энергоблок, если позволяет его конструкция, способен вырабатывать весь список $i = \overline{1, I}$ видов энергии или часть его. Учитывается доставка сырья (топлива) до каждого энергоблока и продукции энергоблока до потребителя (оптимизация линий передачи сырья и энергии разных видов и потенциалов). Функционал учитывает связанные с этими возможностями затраты.

Учитывается влияние каждой технологии энерговыработки на окружающую среду. Экологический блок модели учитывает ограничения на потребление атмосферного кислорода, на выбросы вредных твердых частиц (зола и сажа) в окружающую среду, на выбросы химических соединений (CO_2 , NO_x , SO_x , NH_3 , CH_4 , CO , аэрозоли, углеводороды, фториды, альдегиды и т.д.), на использование земли, воды, на сброс тепловых потоков в окружающую среду, на потребление топливных и нетопливных материалов, на выбросы в окружающую среду альфа-излучающих актинидов и другие санитарные нормативы. Учитываются также специфические ограничения, связанные с радиационной дозой на население.

Оптимизируется плата (штраф) за нарушение экологических ограничений (в том числе и за выбросы вредных веществ в окружающую среду). Функционал учитывает связанные с этими возможностями затраты.

Имеется возможность оптимизировать разработку (вовлечь в оборот потоки) разного первичного сырья: нефти, газа, угля, гидроресурсов, солнечной энергии, энергии ветра, энергии волн и других возобновляемых и невозобновляемых источников энергии, урана, тория и т.д., а также рециклированного топлива на основе трансураниевых элементов. Функционал учитывает связанные с этими возможностями затраты.

Учитывается эффективность (польза или ущерб) от производства, использования, хранения и окончательного захоронения радиоактивных изотопов на каждом переделе ЯТЭК. Вычисляются цены изотопов во времени. Функционал учитывает связанные с этими возможностями затраты.

Вычисляются как функции времени оптимального плана: мощности площадок размещения и моменты их ввода в эксплуатацию, установленные мощности производств (и энергоблоков) и моменты их ввода в эксплуатацию, режимы работы производств и энергоблоков, потоки материалов, сырья, электроэнергии, тепловой энергии, складские запасы материалов и сырья, цены всех вышеупомянутых в модели переменных и ресурсов (среди которых цены электроэнергии разных видов и тепла различных потенциалов, цены изотопов в разных переделах ЯТЭК), дисконтированные затраты и ущербы. Определяются и суммарные дисконтированные затраты на всю программу развития, размещения, эксплуатации, модернизации и снятия с эксплуатации энергосистемы. Вычисляются также оптимальные величины штрафов за вредные выбросы в окружающую среду и вред здоровью людей, которые можно было бы рекомендовать к применению регулирующим государственным органам с целью оптимизации производств. Разумеется, из всего списка возможных конкурирующих технологий в оптимальный план попадают только наиболее рентабельные, для которых приведенная прибыль в оптимальном плане положительна.

Как было отмечено выше, модель энергосистемы (например, России) может быть расчленена на региональные энергосистемы. Последние могут быть оптимизированы по единому критерию для энергосистемы России, вследствие чего будет найден единый согласованный оптимальный план энергосистемы России. Однако, региональные энергосистемы могут быть оптимизированы и по своим региональным критериям, согласованным с единым критерием энергосистемы России, после чего планы региональных энергосистем должны увязываться в итерациях. В этом случае, как показывает опыт расчетов [1], региональные локально-оптимальные планы могут дать хороший согласованный (сбалансированный) между региональными энергосистемами план, который, однако, может не совпасть с опти-

мальным планом энергосистемы России. Получить оптимальный план энергосистемы России таким образом можно, если проделывать эту оптимизационную процедуру из разных начальных точек.

В настоящее время код "TOBAS" непрерывно совершенствуется, пополняется моделями и эксплуатируется в Общественном фонде "Институт системно-экономических исследований им. Я.В. Шевелёва".

Контактный тел.: (095)702-98-87; e-mail: klimenko@energya.ru

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Шевелёв Я.В., Клименко А.В.* Эффективная экономика ядерного топливно-энергетического комплекса. – М.: РГГУ, 1996.
2. *Клименко А.В.* Цена оружейного урана // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1998, Спец.выпуск. / Научная библиотека журнала "Конверсия в машиностроении". 1998.
3. *Городков С.Г., Клименко А.В., Кошован Ш., Марина Ю.С.* Можно ли удешевить производство энергии, если отказаться от ядерной энергетики ? // ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов. Вып. 4. Динамика и безопасность ядерных энергетических установок. 2001. – С. 77 – 89 // Конверсия в машиностроении. 2001, № 2 // Инженерная физика. 2002, № 5.
4. *Klimenko Anatoly V.* The computer program "TOBAS" for nuclear fuel production and power generating industry optimization / Programme of the international symposium on nuclear energy – SIEN' 97. Bucharest, Romania, 1997, October 24 – 25. Part 1. Radioactive Waste Management. – P. 196 – 200.

Статья поступила в редакцию 11 марта 2004 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 3, с. 51 – 56.

АННОТАЦИИ ПРОГРАММ, АТТЕСТОВАННЫХ ГОСАТОМНАДЗОРОМ РФ

ПРОГРАММА NucMA

Дается краткое описание программы NucMA, предназначенной для расчета характеристик отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) реакторов РБМК-1000 – изотопного состава (с целью учета и контроля за ядерными материалами) и остаточного энерговыделения.

THE NucMA CODE. V.M. KVATOR, I.K. SMIRNOV. Brief description of the program NucMA, intended for spent fuel characteristics of RBMK-1000 type reactor calculation (isotope composition with the purpose of the accountancy and control for nuclear materials and residual energy release) is given.

1. НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

NucMA.

2. ЭВМ

Программа разработана для решения задач на ПЭВМ типа IBM PC.

3. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Для обеспечения хранения ОЯТ в течение заданного периода времени в соответствии с требованиями “Типовой инструкции по учету и контролю делящихся ядерных материалов при их использовании, хранении и транспортировке на АЭС с реакторами РБМК” и организации дальнейшей утилизации ОЯТ необходимы данные по содержанию в топливе изотопов урана и плутония. Этого же требуют утвержденные 10.07.98 Правительством РФ “Правила организации системы государственного учета и контроля ядерных материалов”.

В соответствии с Планом работ эксплуатирующей организации по созданию и внедрению технических и программных средств для контроля параметров безопасности при хранении и обращении с ОЯТ необходимо также проводить расчет остаточного энерговыделения ОЯТ. Для этих целей разработана программа NucMA, предназначенная для получения расчетным путем данных по изотопному составу ОЯТ штатных ТВС реакторов РБМК-1000 для как отдельных ТВС, так и всего массива накопленных на АЭС ТВС или любой выборки из массива.

Результатами работы программы являются концентрации нуклидов $^{235,236,238}\text{U}$ и $^{239,240,241,242}\text{Pu}$ и суммарное содержание в отработавшей ТВС (ОТВС) изотопов урана и плутония. Также определяется остаточное энерговыделение.

4. МЕТОД РЕШЕНИЯ

Задачу подготовки характеристик ОЯТ с целью учета и контроля ядерных материалов в ОЯТ и обеспечения необходимых для безопасного хранения ОЯТ условий можно решить прямым расчетом характеристик ОЯТ.

Наиболее общим и наилучшим способом служит расчет характеристик ОЯТ с учетом “истории” облучения в активной зоне каждой ТВС. Для этого необходимо знать распределение мощности, плотности теплоносителя, температуры графита и других параметров по объему активной зоны в течение всего срока службы реактора, с тем чтобы, зная местоположе-

ние ТВС в активной зоне во время ее использования, режим применения ТВС (однократно или повторно – режим “дожигания ТВС”) и время ее загрузки и выгрузки, рассчитать распределение изотопов по высоте ТВС на момент ее выгрузки с учетом изменения по кампании ТВС вышеперечисленных параметров.

Достоверность такого расчета будет в значительной степени зависеть от подготовки исходных данных и степени их детализации. Данных о состоянии реактора, полученных из штатной системы контроля СЦК “Скала”, для этой цели явно недостаточно – подготовка массива исходных данных для расчета изотопного состава должна проводиться путем прямого трехмерного расчета характеристик активной зоны РБМК с учетом реального состояния реактора на каждый момент расчета.

В настоящее время можно организовать расчет характеристик ОЯТ изложенным прямым способом для вновь загружаемых ТВС, однако вопрос о том, для какого количества уже хранящихся ТВС удастся воссоздать “историю” их облучения, осуществив сбор информации о состоянии активных зон реакторов РБМК, требует детальной проработки. Отметим также, что прямой расчет характеристик ОЯТ займет очень много времени.

В связи с этим принят альтернативный способ расчета характеристик ОЯТ. Проводился предварительный расчет изотопного состава ТВС в зависимости от глубины выгорания (или энерговыработки по принятой в эксплуатации терминологии) при усредненных по высоте ТВС и независимых от ее местоположения в активной зоне параметрах – мощности, плотности теплоносителя, температуры графита. Предварительные расчеты выполнялись по программе WIMS-D4 [1] при различных начальных обогащениях топлива в ТВС для следующих параметров: мощность 2 Мвт, плотность теплоносителя 0,5 г/см³, температура графита 740 К для блока и 660 К для втулки, температура топлива 1000 К и т.д., и полученная информация заносилась в базу данных (БД) программы NucMA.

Далее программа в соответствии с запросом по ряду характеризующих ТВС параметров: начального обогащения топлива, длительности его облучения в активной зоне и выдержки после облучения, энерговыработки – выгорания топлива проводит расчет содержания нуклидов в ТВС по интерполяционным формулам, в которых в качестве опорных точек используются результаты вариантных расчетов по программе WIMS-D4 и пользователю программы выдается изотопный состав ТВС.

Характеризующие ТВС параметры программа получает из файлов, сформированных запросом к БД станционных комплексов АРМ под условным названием “Топливный архив” или “Архив ТВС”, в которой хранится информация о любой ТВС на всем протяжении ее эксплуатации и хранения.

Величина остаточного энерговыделения рассчитывается согласно методике [2] как сумма трех составляющих энерговыделения:

- за счет β -распада продуктов деления и связанного с ним γ -излучения, для чего применялись аппроксимационные зависимости в формате JNDC FP [3];
- за счет распадов (в основном α -распад, сопровождающийся γ -излучением) накопленных в процессе радиационного захвата в тяжелых изотопах актиноидов и продуктов их трансмутаций. Расчет концентрации актиноидов в зависимости от времени облучения топлива проводился по комплексу программ WIMS-D4 – CASN2 [4]. Далее для каждого актиноида решением системы балансных уравнений для цепочки его превращений в процессе хранения топлива определялись его концентрация для данного времени выдержки и концентрации всех образующихся в результате цепочки превращений дочерних продуктов [2] – элементов радиоактивной цепочки;
- от изотопов цезия ^{134}Cs и ^{137}Cs , полученных в результате деления (учитывался кумулятивный выход при делении ^{235}U , $^{239,241}\text{Pu}$ и ^{242}Am) и активации продуктов деления.

5. ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ

Ограничения, налагаемые на использование программы, можно разделить на ограничения типа рассматриваемых объектов (тип реактора, в котором облучались ТВС, обогащение ТВС, глубина выгорания ОТВС), размерности объекта и на ограничения по соглашению, которые введены при разработке программы, – по вводу исходных данных, представлению результатов расчета, файловой структуре ПС, работе в оконном режиме и т.д. Последние ограничения описаны в соответствующих разделах “Описания применения программы NucMA” и не являются существенными.

Программа ориентирована на расчет характеристик ОТВС РБМК-1000 с топливом из двуокиси урана с начальным обогащением от 1,8 до 2,4 % весовых. Разрешенная область изменения глубины выгорания составляет для обогащений: 1,8 % – не более 3 400 МВт·сут/ТВС, 2,0 % – не более 3 400 МВт·сут/ТВС, 2,4 % – не более 3 700 МВт·сут/ТВС. Обычно глубина выгорания ОТВС находится в пределах 1000...2 500 МВт·сут/ТВС.

Размерность одного объекта, с которым может работать программа, зависит от двух параметров – количества отображаемых свойств и количества элементов объекта и равна их произведению. Ограничение на размерность объекта накладывает размер свободной оперативной памяти. Максимальное число отображаемых свойств объекта, исходя из разрешения при отображении кнопок, составляет 17, при этом можно использовать до 900 элементов для одного объекта. Исходя из указанных ограничений по размерности при представлении одного объекта и их максимальному количеству (одновременно можно рассчитать характеристики 9-ти объектов), общее количество ОТВС, для которых одновременно могут быть рассчитаны их характеристики, ограничено 8 000-ми ОТВС.

Количество объектов в БД программы ограничено 300-ми объектов, а количество хранимых БД не превышает 9-ти. Отображение геометрии объекта условное, т.е. отсутствует процедура выбора разрешения для каждого элемента объекта в отдельности. Количество градаций в цветовой палитре при мнемоническом отображении распределения значений свойств по объекту ограничено семью.

6. ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА

Время счета зависит от выбранной пользователем версии настройки программы (расчет только изотопного состава или расчет изотопного состава и остаточного энерговыделения) и размерности объекта, характеристики которого определяются. Для примера приведем время расчета характеристик объекта, содержащего 10 ОТВС, – оно составит 10 с астрономического времени на IBM PC с процессором 486 тактовой частотой 66 Гц при расчете только изотопного состава и 15 с в случае расчета изотопного состава и остаточного энерговыделения.

7. ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

К особенностям программы NucMA относятся наличие модульной открытой структуры и работа всех функциональных модулей под управлением оболочки, что позволяет использовать в рамках программы различные трансляторы для разных расчетных блоков и гибко перенастраивать программу для учета пожеланий пользователя и расширения ее возможностей. Важной особенностью является способность программы функционировать в различных операционных системах из-за организации ее работы как DOS-сессии в режиме эмуляции DOS под разными ОС (Windows и т.д.).

8. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ И СОПУТСТВУЮЩИЕ ПРОГРАММЫ

Программа имеет модульную структуру и включает в себя:

1. оболочку программы;

2. функциональные модули:

- расчетный модуль, состоящий из блоков расчета изотопного состава ОЯТ и остаточного энерговыделения ОЯТ;
- модуль отображения информации для ввода исходных данных, вывода расчетных данных и их обработки;

3. вспомогательные модули;

4. модуль средств разработчика;

5. БД программы.

Все перечисленные компоненты программы, кроме расчетного модуля, являются вспомогательными и сопутствующими программами и ниже перечислены их имена и выполняемые функции.

Имя файла	Назначение файла
nucma.bat	файл запуска программы NucMA
bom.exe	программа, реализующая оболочку в виде меню
*.bat	batch файлы и вспомогательные модули, реализующие различные функции, декларированные в различных пунктах меню, например, выход в Norton Commander, инициализация Help, организация различных режимов работы расчетного модуля и т.д.
aesdbc.exe	
chname.exe	
del-db.exe	
erro7.exe	
nabor.exe	
obrez.exe	
param.exe	
partr.exe	
way-tr.exe	
wrbd-afc.exe	
wrbd-inp.exe	
*.com	системные программы DOS
t.exe	модуль отображения информации
ndprun.exe	Microway Protected mode loader for executing *.LTL or *.EXP format files in extended memory
arj.exe	архиватор файлов ARJ
be.exe	batch Enhancer
bims.exe	программа коррекции меню
emmubat.exe	программа для запуска "batch" файлов
to_f.exe	
to_p.exe	Программы модуля средств разработчика
to_s.exe	(ввода и вывода данных)
vv.exe	
vv_many.exe	
sysinfo.exe	программа определения характеристик оборудования

В программу также включены трансляторы NDP v.4.4 и MICROSOFT FL.

9. СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа депонирована в ОФАП-ЯР. Аттестационный паспорт ГАН РФ № 122 от 02.11.2000 г.

10. ССЫЛКИ

1. *Askew J.R., Fayers F.J., Kemshell P.B.* A general description of lattice code WIMS. IB-NES, v. 5, 1966, pp. 564 – 585.

2. *Методика* расчета остаточного энерговыделения, изотопного состава и активности топлива РБМК-1000. Отчет РНЦ “КИ”, НИКИЭТ, ВНИИАЭС инв. № 33Р-16/45, 1994.

3. *Даниловский И.В., Карпов В.А.* К выбору эмпирических зависимостей для расчета остаточного тепловыделения продуктов деления различных делящихся нуклидов. Препринт ИАЭ-5092/4, 1990.

4. *Попыкин А.И., Татауров А.Л.* Программа расчета изотопного состава топлива САСН2. Отчет ИАЭ инв. № 33/650585, 1985.

11. ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

Программа NucMA может выполнять расчеты под управлением операционных систем DOS, WINDOWS-95/98. В многозадачном режиме необходимо предварительно запустить сессию DOS и установить для нее минимально необходимую оперативную память (DPMI) порядка 8 Мб. Для нормального функционирования программы должно быть не менее 14 Мб свободного пространства на том логическом диске, где будет размещена программа, и ~ 4 Мб на диске С:\. Необходимо наличие свободной обычной оперативной памяти размером не менее 540 кб и математического сопроцессора. При конфигурации РС нельзя использовать пакеты управления Extended Memory, например, EMM386.exe и др., конфликтующие с пакетом запуска задач, оттранслированных NDP.

12. ЯЗЫКИ ПРОГРАММИРОВАНИЯ

Все входящие в программу функциональные модули написаны на различных версиях языка Fortran и оттранслированы с помощью пакетов NDP и FL. Для организации работы программы в целом под управлением оболочки используется язык команд DOS и Batch Enhancer из пакета Norton Utilities v.8.0.

13. ОПЕРАЦИОННАЯ СИСТЕМА

MS-DOS (версия выше 5.00), WINDOWS-95, WINDOWS-98.

14. ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

15. АВТОРЫ ПРОГРАММЫ

В.М. Кватор, ФГУ РНЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Курчатова, д. 1;
К.И. Смирнов, ОАО “ВНИИАЭС”, 109507, Москва, ул. Ферганская, д. 25.

16. ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Описание применения программы NucMA (с инструкцией для пользователя по установке программы), инсталляционный пакет на дискетах, верификационный отчет.

17. РУБРИКИ И КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

Хранение, учет, отработавшее ядерное топливо, изотопный состав, остаточное энерговыделение, РБМК, выгорание, оболочка, модульная программа.

ПРОГРАММА SC-1

Дается краткая информация о программе SC-1, предназначенной для трехмерного (поячейкового) теплогидравлического расчета отдельных кассет, частей активных зон и активных зон в целом реакторов типа ВВЭР в стационарных и нестационарных условиях. В расчете определяются распределения по высоте активной зоны и поперечному сечению рассматриваемого участка активной зоны параметров теплоносителя (энтальпий, скоростей, паросодержаний), запасов до начала кипения и до кризиса теплоотдачи, температур твэлов.

THE SC-1 CODE. D.A. OLEKSYUK, L.L. KOBZAR. The brief information about the SC-1 program is presented. The SC-1 code was developed for performing 3D (subchannel) analysis of VVER core thermal-hydraulic behaviour in steady-state and transient conditions. The whole core, part of core or fuel assembly can be simulated. The code predicts axial and radial distributions of coolant parameters in simulated region (enthalpies, velocities, void fractions), boiling and DNB margins, fuel rod temperatures.

1. НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

SC-1 – программа трехмерного (поячейкового) теплогидравлического расчета пучка стержней в одножидкостном приближении.

2. ЭВМ

Программа эксплуатируется на IBM PC AT.

3. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Поперечное сечение рассматриваемого пучка стержней рассматривается как совокупность параллельных подканалов (ячеек), взаимодействующих между собой посредством турбулентного и конвективного поперечного перемешивания теплоносителя. Для описания теплогидравлических процессов в ячейке применена модель гомогенного двухфазного потока с учетом неравновесного пара, образующегося за счет поверхностного кипения и проскальзывания пара относительно жидкой фазы. Система дифференциальных уравнений такой модели содержит 4 уравнения (неразрывности, сохранения энергии, сохранения импульса в аксиальном и поперечном направлениях). Первые три уравнения записываются для каждой из ячеек, четвертое – для каждой связи между ячейками. В дополнение к основной системе дифференциальных уравнений использованы модели теплообмена в различных элементах ТВС, уравнение состояния и замыкающие эмпирические соотношения.

Граничными условиями служат давление (рассматриваемое постоянным для свойств теплоносителя и равным для всех ячеек на выходе из активной зоны), температура на входе в активную зону, средняя массовая скорость во входном сечении или перепад давления на высоте активной зоны, средний тепловой поток с поверхности твэлов, равенство нулю поперечных перетоков на входе. К граничным условиям относятся также потвэльное и аксиальное распределения теплового потока.

Нестационарные расчеты проводятся при изменяющихся во времени давлении, расходе, состоянии теплоносителя на входе в активную зону и тепловом потоке с твэлов.

4. МЕТОД РЕШЕНИЯ

В программе использован неявный метод решения системы дифференциальных уравнений, причем для энтальпий и поперечных расходов метод может быть итерационным или

прямым. Итерационный метод решения матричных уравнений (метод Гаусса – Зейделя) для перетечек (поперечных расходов) и энтальпий теплоносителя на каждом аксиальном расчетном уровне применяется в случае невысоких гидравлических неравномерностей по ячейкам. В случае больших гидравлических неравномерностей (существенная разница гидравлических диаметров соседних ячеек, значительное различие местных гидравлических сопротивлений, высокая неравномерность энерговыделения или расхода по кассете и т.д.) улучшение сходимости внешнего итерационного цикла достигается за счет введения в программу прямого метода решения матричных уравнений (метод Гаусса со стратегией Марковица для разреженных матриц).

5. ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ

Одножидкостная модель с постоянным по высоте канала давлением для свойств теплоносителя накладывает естественные ограничения на перечень моделируемых физических процессов. Из рассмотрения исключаются процессы, связанные с существенным влиянием раздельного движения фаз (образование уровня, оголение активной зоны, наличие разнонаправленного движения фаз, быстрая разгерметизация и т.п.).

6. ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА

Расчет целой кассеты реактора ВВЭР-440 (252 ячейки и 25 точек по высоте) на ПК с процессором Pentium-100 и оперативной памятью 16 Мбайт составляет для переходного процесса длительностью 1000 с около 10 часов машинного времени с расчетным шагом 1 с.

7. ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

Размерности по числу твэлов, ячеек, высотных отметок и других параметров определяются автоматически для решаемой задачи и ограничиваются только возможностями ЭВМ. Поля энерговыделения в активной зоне задаются с любой степенью детализации (например, может задаваться осевое распределение тепловыделения отдельно для каждого твэла).

Имеется возможность решения задач с изменением по высоте активной зоны проходных сечений ячеек и зазоров между твэлами (моделирование распухания твэлов, изгибов твэлов и кассет). Возможно задание теплообмена между ячейками, разделенными теплопроводящими стенками (это позволяет, например, учесть теплообмен через чехол кассеты реактора ВВЭР-440).

При расчете поперечного перемешивания теплоносителя возможен учет принудительного конвективного потока, создаваемого за счет специальных отклоняющих элементов дистанционирующих решеток. Для расчета критического теплового потока в программе содержатся 7 корреляций, одна из которых при задании исходных данных выбирается в качестве основной; для нее выдается более детальная информация, чем для остальных шести корреляций.

8. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ И СОПУТСТВУЮЩИЕ ПРОГРАММЫ

Разработаны специальные подпрограммы для автоматизированной подготовки входных данных программы SC-1 (расчет коэффициентов местного гидравлического сопротивления элементов дистрешеток по их геометрическим характеристикам, задание полей энерговыделения по результатам нейтронно-физических расчетов с помощью программ БИПР и PER-

МАК), а также для графического представления результатов расчета и подготовки многоцветной иллюстративной графики.

9. СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа депонирована в ОФАП-ЯР. Аттестационный паспорт ГАН РФ № 123 от 02.11.2000 г.

10. ССЫЛКИ

1. *Кобзарь Л.Л., Олексюк Д.А., Лыцова Н.Н., Большаков В.В.* Отчет о верификации программы SC-1, предназначенной для поячейкового теплогидравлического расчета активных зон реакторов типа ВВЭР. Отчет РНЦ "КИ" инв. № 32/1-32-399, 1999.

11. ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

Для расчета кассеты реактора ВВЭР-1000 с 660-ю ячейками и 30-ю точками по высоте требуются оперативная память не менее 8 Мбайт и пространство на жестком диске не менее 12 Мбайт.

12. ЯЗЫКИ ПРОГРАММИРОВАНИЯ

Алгоритмический язык Фортран с учетом стандартов Fortran-77.

13. ОПЕРАЦИОННАЯ СИСТЕМА

Программа работает в операционной системе MS DOS.

14. ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

15. АВТОРЫ ПРОГРАММЫ

Д.А. Олексюк, Л.Л. Кобзарь, ФГУ РНЦ "Курчатовский институт".

16. ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Верификационный отчет с описанием программы и результатами проверочных расчетов, описание применения, запись программы на дискете ПК, контрольная задача.

17. РУБРИКИ И КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

Теплогидравлический расчет, программа (расчетный код), поячейковый метод.

ПРОГРАММА МОРАВА-Н2

Программа МОРАВА-Н2 предназначена для расчета образования и распределения водорода и других газов в оборудовании I контура реакторных установок (РУ) типа ВВЭР в различных режимах, включая аварийные. Рассматриваются следующие режимы работы РУ: работа на мощности; плановое расхолаживание и холодный останов; ремонтное расхолаживание; авария с потерей теплоносителя I контура, исключая тяжелые аварии с плавлением активной зоны (АЗ).

THE MORAVA-H2 CODE. O.P. ARKHIPOV, V.L. BUGAENKO, S.A. KAVAKCHI. The MORAVA-H2 computer code calculates the generation and distribution of hydrogen and other gases in the primary equipment of reactor plants with WWER-type reactors in various modes of operation, including emergencies. The modes of reactor plant operation considered, are as follows: power operation; planned cooldown and cold shutdown; maintenance cooldown; loss of primary coolant accident (LOCA), except severe accidents with the core melting.

1. НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа МОРАВА-Н2 (МОщность Расхолаживание-АВАрия-молекулярный водород) – модель химического состояния теплоносителя в элементах I контура реакторов типа ВВЭР при нормальной эксплуатации и аварии с потерей теплоносителя I контура.

2. ЭВМ

Программа реализована для ПЭВМ. Модуль расчета режимов работы на мощности, планового расхолаживания, холодного останова и ремонтного расхолаживания реализован для среды DOS, модуль расчета аварий с потерей теплоносителя I контура – для Windows 9x/NT.

3. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Программа МОРАВА-Н2 рассчитывает концентрации технологических примесей в теплоносителе (химических веществ как вводимых в I контур в процессе эксплуатации РУ – аммиак, борная кислота, гидроксид калия, азот, кислород, так и образующихся в АЗ в радиационно-химических процессах – водород, перекись водорода) и состав парогазовых смесей в элементах I контура РУ типа ВВЭР. Программа позволяет проводить прогнозные расчеты:

- динамики концентрации примесей в теплоносителе I контура, состава парогазовой смеси в КД при работе РУ на мощности в нормальном режиме и нарушениях ВХР;
- изменения концентрации примесей в теплоносителе I контура и в КД, под крышкой реактора и в коллекторах ПГ при плановом расхолаживании РУ в нормальном режиме и отклонениях от нормального режима;
- концентраций примесей в теплоносителе I контура и состава парогазовых смесей под крышкой реактора и в ГЦН в режиме “ремонтное расхолаживание РУ”;
- концентраций примесей в теплоносителе I контура и состава парогазовых смесей, образующихся под крышкой реактора и выбрасываемых в шахту реактора в процессе развития аварии с потерей теплоносителя I контура (исключая тяжелую аварию с плавлением АЗ).

4. МЕТОД РЕШЕНИЯ

В программе МОРАВА-Н2 I контур РУ рассматривается как совокупность элементов, соединенных между собой не имеющими объема трубопроводами. Принимаются следующие допущения:

- в любой момент времени теплоноситель в элементе I контура является гомогенно перемешанным;
- при температурах ниже насыщения газообмен между жидкой и парогазовой фазами носит диффузионный характер;
- при температуре, равной температуре кипения, равновесное распределение кислорода, водорода и азота устанавливается мгновенно, равновесие подчиняется закону Генри.

Для составных частей программы МОРАВА-Н2 используются следующие расчетные схемы (рис. 1...4).



Рис. 1. Гидравлическая схема расчета выхода газов при работе на мощности

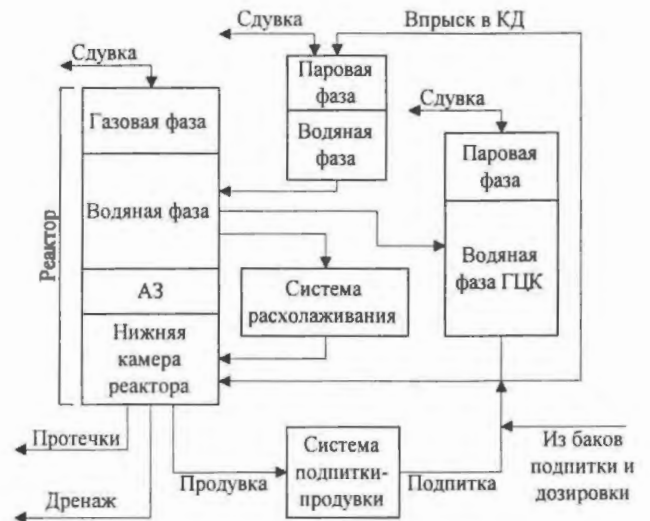


Рис. 2. Гидравлическая схема расчета выхода газов при плановом расхолаживании и холодном останове



Рис. 3. Гидравлическая схема расчета выхода газов при ремонтном расхолаживании

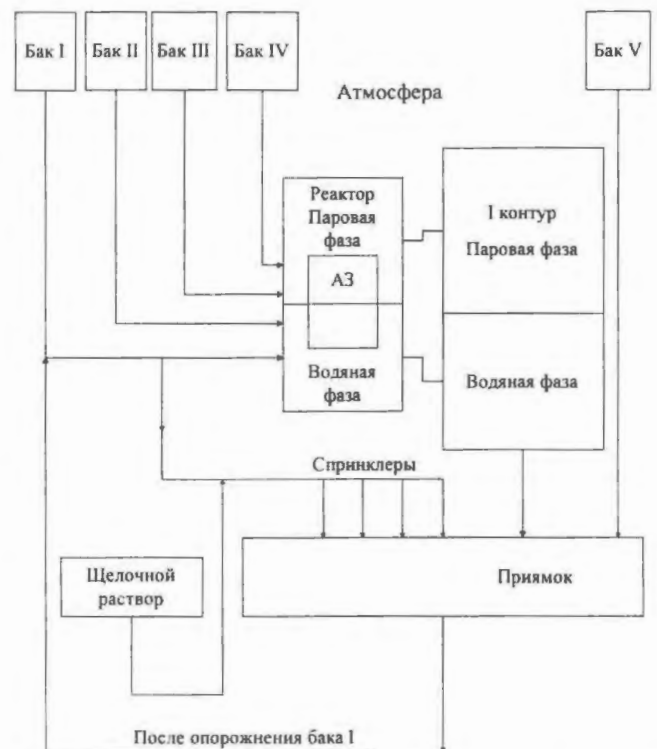


Рис. 4. Гидравлическая схема расчета выхода газов при аварии с потерей теплоносителя I контура

Динамика изменения концентраций примесей в теплоносителе в каждом из элементов I контура описывается в общем виде системой дифференциальных уравнений, однотипных для каждой из семи примесей (аммиак, кислород, водород, азот, борная кислота, гидроксид калия, перекись водорода):

$$\frac{dM_i}{dt} = \sum_1 Q C_i + \frac{dM_{i(\text{rad})}}{dt} + \frac{dM_{i(\text{Zr})}}{dt} - \sum_5 W_i. \quad (1)$$

Члены этой системы описывают следующие физико-химические процессы и явления.

- 1) Скорость изменения абсолютного количества i -й примеси в I контуре, моль/с.
- 2) Поступление i -й примеси в данный элемент I контура, равное расходу Q теплоносителя, кг/с (производительность ГЦН или систем расхолаживания, подпитки, подачи воды из гидроремкостей, насосов САОЗ и т.д.), умноженному на концентрацию C_i примеси, моль/кг, на входе в данный элемент I контура.
- 3) Изменение концентрации i -й примеси, моль/с, в результате радиационно-химического процесса (радиолиза) в АЗ. Оно описывается, в свою очередь, системой "жестких" дифференциальных уравнений

$$dC_i/dt = \sum G_{ik} I_k + \sum k_{ij} C_i C_j. \quad (2)$$

В этом уравнении G_{ik} – радиационно-химический выход i -й примеси, генерируемой в АЗ в результате действия излучения вида "k" с мощностью дозы I_k (альфа-, бета-, гамма-излучения и быстрые нейтроны); C_i и C_j – концентрации продуктов; k_{ij} – константы скорости химических реакций. Первый член в правой части этого уравнения характеризует скорость генерации первичных продуктов радиолиза воды. Радиационно-химические выходы G_{ik} зависят от температуры. Значения выходов и зависимости их от температуры и вида излучения брались из работы [1].

Второй член правой части уравнения (2) – алгебраическая сумма скоростей идущих в объеме воды химических реакций, в которых i -й продукт исчезает или образуется. Возможное присутствие в теплоносителе гидразина (на переходных и аварийных режимах) учитывалось косвенно, принимая, что гидразин при попадании в АЗ при высокой температуре разлагается с большой скоростью на аммиак и азот. Адекватность этого набора реакций доказана в работе [1] путем сравнения расчетных величин наблюдаемых выходов продуктов радиолиза воды и водных растворов и их стационарных концентраций при больших поглощенных дозах с соответствующими экспериментальными данными. При этом получены оптимальные значения констант скоростей всех реакций, входящих в набор.

Константы k_{ij} скорости химических реакций зависят от температуры по закону Аррениуса:

$$k_{ij} = k_{ij}^0 \exp(-E_{ij}/RT). \quad (3)$$

В общем случае показатель экспоненты E_{ij} (его называют энергией активации химических реакций) зависит от температуры T .

- 4) Изменение концентрации водорода в результате парциркуниевой реакции (случай аварии с потерей теплоносителя I контура), описываемое системой

$$\frac{dM_{i(\text{Zr})}}{dt} = \sum_{j=1}^3 n_j \sum_{i=1}^{10} [s_i k_p^i T_i]^{1/2} t^{-1/2}, \quad (4)$$

где k_p^1 – параболическая константа скорости парциркуниевой реакции на 1-м вертикальном участке твэла j -й группы, состоящей из n твэлов; $T_1 = T_1(t)$ – температура на 1-м участке

твэла, зависящая от времени; $s_1 = s_1(t)$ – площадь 1-го вертикального участка твэла, соприкасающегося с паром.

5) Вынос W_i , моль/с, примеси из данного элемента I контура. Вид уравнения для этой величины зависит от элемента контура:

- для расчетов изменения концентрации в элементах I контура, где не происходит газообмена,

$$W_i = QC_i^{\text{вых}}, \quad (5)$$

где C_i – концентрация примеси на выходе из данного элемента I контура;

- для описания изменений концентрации примесей в элементах контура, где имеет место удаление газообразных примесей из жидкости в парогазовый объем путем турбулентной диффузии (например, образование газовых пузырей под крышкой реактора, в КД или коллекторах ПГ),

$$W_i = A_i(C_i - a_i P_i), \quad (6)$$

где $A_i = f(S, D_i, T, Re)$ – коэффициент массопереноса, зависящий от площади поверхности раздела, коэффициента диффузии газообразного компонента, температуры и гидродинамической обстановки в данном элементе контура; a_i и P_i – соответственно коэффициент Генри и парциальное давление i -й примеси в газовой фазе;

- для описания выноса примеси в течь при рассмотрении аварии с потерей теплоносителя I контура

$$W_i = Q M_i \frac{\text{alfa} + (1 - \text{alfa})B}{M_{\text{water}} + M_{\text{steam}} B}, \quad (7)$$

где alfa – доля пара в течи, M_{water} и M_{steam} – масса соответственно воды и пара в I контуре при аварии и B – коэффициент распределения примеси между паром и водой, зависящий от температуры;

– для описания изменения концентрации примесей в элементах контура с интенсивным газообменом (спецводоочистка при нормальной эксплуатации)

$$W_i = Q M_i / K, \quad (8)$$

где K – коэффициент уменьшения концентраций газов в деаэраторе.

Для решения систем дифференциальных уравнений, описывающих изменения концентрации примесей в элементах контура, применены методы Рунге – Кутты IV порядка с оценкой погрешности и автоматической коррекцией шага и Эйлера. В режиме аварии для решения системы дифференциальных уравнений использован метод Гира. Последний метод также применен для решения системы “жестких” дифференциальных уравнений, описывающих радиационно-химические процессы в АЗ.

5. ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ

В рамках принятой модели расчета ограничения отсутствуют.

6. ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА

Время счета зависит от типа используемой ЭВМ, а также определяется типом решаемой задачи, длительностью и характеристиками моделируемого процесса и для реальных задач может составлять от нескольких секунд до нескольких суток.

7. ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

Программа включает в себя следующий набор подпрограмм:

POWER – расчет химического состояния теплоносителя в I контуре и КД с учетом работы РУ на мощности в номинальном режиме и при возможных нарушениях ВХР;
COLDING – расчет химического состояния теплоносителя в элементах I контура в режиме проектного расхолаживания РУ;
REPAIR – расчет химического состояния теплоносителя в элементах I контура в режиме “ремонтное расхолаживание РУ”;
LOCA – расчет выноса газовых примесей теплоносителя I контура в коллекторы ПГ, под крышку и в шахту реактора в процессе развития аварии;
H2O_Rad – расчет кинетики радиолиза теплоносителя под воздействием смешанного γ -нейтронного излучения;
GAMMA – расчет дозы остаточного γ -излучения, поглощенного теплоносителем в АЗ;
RESIDUAL – расчет мощности остаточных энерговыделений.

Программы POWER, COLDING, REPAIR реализованы для среды DOS, а программы LOCA, H2O_Rad, GAMMA, RESIDUAL – для Windows 9x/NT.

8. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ И СОПУТСТВУЮЩИЕ ПРОГРАММЫ

ТРАП – необходим для расчета теплогидравлических параметров, служащих исходными данными для расчета выхода водорода при аварии с потерей теплоносителя I контура.

9. СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа депонирована в ОФАП-ЯР. Аттестационный паспорт ГАН РФ № 132 от 02.11.2001 г.

10. ССЫЛКИ

1. *Бугаенко В.Л., Бяков В.М.* Кинетическая модель радиолиза жидкой воды и разбавленных водных растворов водорода, кислорода и перекиси водорода. I. Формулировка модели. Препринт ИТЭФ 91-74, 1991.

2. *Hydrogen* in water-cooled nuclear power reactor / IAEA, Vienna, Austria and Commis. of Europ. Commun. Brusseles, Belgium, 1991 (проект руководящих документов МАГАТЭ по водородной безопасности АЭС при тяжелых авариях).

3. *Захаров А.Ю., Турчанинов В.И.* STIFF – программа для решения “жестких” систем обыкновенных дифференциальных уравнений. Препринт ИПМ АН СССР, 1979.

11. ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

Тип ПЭВМ – совместимая с IBM PC AT с процессором не ниже Pentium. В зависимости от объема выводимой на внешний носитель информации для работы модуля, реализованного для DOS, требуется до 640 Кбайт оперативной памяти и до 1 Мбайт дискового пространства, а реализованного для Windows 9x/NT – не менее 5 Мбайт свободной оперативной памяти и несколько Мбайт дискового пространства.

12. ЯЗЫКИ ПРОГРАММИРОВАНИЯ

PASCAL и Fortran.

13. ОПЕРАЦИОННАЯ СИСТЕМА

Модули расчета реализованы для сред DOS и Windows 9x/NT.

14. ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

15. АВТОРЫ ПРОГРАММЫ

О.П. Архипов, В.Л. Бугаенко, С.А. Кабакчи. ФГУП ОКБ "ГИДРОПРЕСС", 142103, г. Подольск Московской обл., ул. Орджоникидзе, 21.

16. ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Пользователю могут быть предоставлены описания методики и применения и материалы по обоснованию программы.

17. РУБРИКИ И КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

Реактор, ВВЭР, теплоноситель I контура, водород, кислород, аммиак, H_3BO_3 , радиолиз, авария с потерей теплоносителя I контура.

ПРОГРАММА SO3D_

Приводится аннотация профессиональной 3D сеточной программы SO3D_, предназначенной для динамического моделирования адвективного переноса и сопряженных физико-химических процессов при подземной миграции радионуклидов.

THE SO3D_ CODE. V.N. OZYABKIN, S.V. OZYABKIN. The summary of the professional 3D program system SO3D_, intended for dynamic modeling of advection transport and connected physic-chemical processes at the radionuclide migration at geological media is presented.

1. НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

SO3D_ – профессиональная 3D сеточная динамическая моделирующая система имитации адвективного переноса и сопряженных физико-химических процессов при подземной миграции радионуклидов.

2. ЭВМ

Не менее Pentium 350.

3. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Программная система SO3D_ предназначена для:

- оценки текущего и прогноза будущего распространения радиоактивных загрязнений в подземной среде;
- прогноза путей и норм выхода радионуклидов из геологической среды в биосферу, получения исходных данных для оценок риска;
- постановки и исследования сценариев с целью поиска вариантов и разработки технологий принудительного воздействия на подземную миграцию радионуклидов (геохимические барьеры, очистка или реабилитация загрязненных территорий и т.д.).

Условия, допускающие эффективное использование SO3D_:

- гранулярные рыхлые или сцементированные породы с двойной пористостью;
- скальные изверженные или карбонатные трещиноватые породы с двойной пористостью;
- насыщенная безнапорная, а также напорная и межслоевая фильтрация при стационарном и нестационарном ее режимах;
- сложный химический состав подземных вод и загрязняющих их растворов, высокие концентрации растворенных веществ (до 150 г/л общей минерализации), присутствие кислых газов, щелочей и кислот до крайних значений 1...13 pH;
- протекание физико-химических процессов следующих типов: комплексообразование, гидролиз, кислотно-основные взаимодействия в растворах, поглощение или выделение ими кислых газов, поликомпонентный ионный обмен и поверхностное комплексообразование, образование-растворение-замещение полиминеральных осадков, изотопный обмен и радиоактивный распад.

Программа SO3D_ может использоваться в районах расположения объектов ядерного топливного цикла, наземных или подземных хранилищ РАО или ОЯТ, соответствующих могильников, полигонов подземного захоронения жидких РАО, при проектировании перечисленных выше объектов, а также на других территориях с наблюдаемым или ожидаемым проникновением радионуклидов в подземную среду.

4. МЕТОД РЕШЕНИЯ

Модельное пространство задается трехмерной, гексагональной (в плане) равномерной сеткой. Программа отображает естественное геологическое пространство в модельное с точностью геологической изученности объекта и с учетом техногенных изменений геологической среды. На каждом шаге модельного времени решаются три задачи: о перемещениях подземных вод, транспортировке и рассеивании ими растворенных веществ и химических превращениях в каждой ячейке сетки.

Для первой задачи используется метод конечных разностей, реализованный явной схемой решения с большой дискретизацией по времени. Расчеты фильтрации в безнапорных водоносных горизонтах, напорных горизонтах и относительных водоупорах осуществляются по закону Дарси и известным балансовым соотношениям, преобразованным для гексагональной сетки. На внешних и внутренних границах системы ставятся второе или первое граничные условия. Результатом решения являются напорные функции и, главное, объемы перетоков воды через все грани ячеек сетки.

Для решения второй задачи (транспорт растворенных веществ) применен клеточно-автоматный подход: моделируемая система изначально рассматривается как дискретная, а ее поведение описывается в терминах локальных взаимодействий. Этот подход позволяет имитировать перенос не концентрации того или иного растворенного компонента, а порции раствора как химической системы. По известным объемам перетока воды через все грани ячеек сетки (результат решения первой задачи) для каждой ячейки строится рецептурная матрица. Новый химический состав воды в проточных зонах (или в трещинах) ячейки вычисляется по правилу смешения растворов как линейное преобразование величин рецепта в новые концентрации, осуществляемое с помощью матрицы старых концентраций в ячейках из некоторой окрестности. Размеры последней, как и имена ячеек-источников, задаются рецептурной матрицей. Диффузионный обмен в двойной среде вычисляется при известных у расчетной ячейки химических составах воды – новом в трещинах (или проточных зонах) и старом в матрице (или застойных зонах). Используется точное аналитическое решение системы двух дифференциальных уравнений, описывающих этот процесс для одного шага времени.

Методика расчетов химических превращений в ячейках (задача 3) определяется типом моделируемых физико-химических процессов. Для реакций радиоактивного распада и изотопного обмена применяются известные аналитические решения. Во всех остальных случаях процессы поликомпонентные, описываемые системами уравнений, включающих уравнения закона действующих масс и/или уравнение кинетики химических реакций, уравнения баланса массы каждого компонента в закрытой системе, уравнение общего баланса заряда (макроскопической электронейтральности). Эти системы всегда нелинейны алгебраически, а в ряде ситуаций и по параметрам (например, во всех вариантах ионного обмена). Решаются итерационными методами.

5. ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ

Формальные ограничения. Максимальный шаг сетки, обеспечивающий удовлетворительную погрешность сеточной аппроксимации, 8...10 м. Следующие ниже ограничения определялись объемом ресурсов ПК, применявшихся в 1999 г. Каждые полтора-два года при необходимости эти ограничения могут сдвигаться в сторону увеличения без изменения других свойств SO3D_.

Число задаваемых техногенных объектов:

скважин	< 600
закрытых дренажей	< 60
зданий и других сооружений	< 60

Геометрические ограничения:

общее число ячеек сетки	< 100 000
число ячеек в одном слое сетки	< 25 000

Условия, ограничивающие применение:

- влагоперенос в зоне аэрации (ненасыщенная фильтрация);
- турбулентные потоки подземных вод (например, в карстовых системах);
- нахождение моделируемого объекта на глубине более 2 000 м;
- минерализация подземных вод или загрязняющих их растворов свыше 150 г/л или величина рН вне интервала $0,9 < \text{pH} < 13,1$, или газовый фактор > 100 ;
- участки, на которых величина градиента изменения удельного веса подземных вод в горизонтальной плоскости превосходит 5 % от значений производных вертикальной компоненты градиента пластового давления по горизонтальным осям;
- также следующие типы физико-химических процессов: радиационно-химические, окислительно-восстановительные, тепловыделение, миграция радионуклидов на коллоидах или псевдоколлоидах, молекулярная или необратимая адсорбция, соосаждение с гидроокисями, фазовые переходы воды.

6. ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА

Время счета зависит от геологических и сеточных параметров модели, величины ареалов загрязнения и, конечно, от быстродействия компьютера. Для Pentium II-300, сетки из 83 596 ячеек, шага 6 м и временного шага 10 сут время счета процессов: фильтрации – 3 мин, массопереноса – 5 с, физико-химических – 4 с...1 мин.

7. ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

Программная система имеет современный пользовательский интерфейс. Помимо обычных функций ввода, вывода и управления задачами, он обеспечивает непрерывную динамическую визуализацию результатов (карты, разрезы, хронограммы и т.д.). Программная систе-

ма снабжена средствами вычислительного эксперимента, например, имитаторы отдельных типов физико-химических процессов могут быть переведены в автономный режим работы. Этим обеспечивается возможность осуществления модельных "экспериментов" в любой выбранной ячейке геологической среды.

8. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ И СОПУТСТВУЮЩИЕ ПРОГРАММЫ

9. СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа депонирована в ОФАП-ЯР, эксплуатируется в Ленинградском Спецкомбинате "Радон" и СПб "МНТЦ "Геоэкология" РАН. Аттестационный паспорт ГАН РФ № 139 от 26.06.2002 г.

10. ССЫЛКИ

11. ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

Используются 180 Мб оперативной памяти и не менее 500 Мб дискового пространства.

12. ЯЗЫКИ ПРОГРАММИРОВАНИЯ

Assembler, C, Fortran-77 (трансляторы компании Watcom).

13. ОПЕРАЦИОННАЯ СИСТЕМА

32DOS Extender PMODE/W в любой операционной системе, поддерживающей интерфейс стандарта DPMI (DOS Protected Mode Interface) или VCPI (Virtual Control Program Interface).

14. ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

Разработка и верификация SO3D_ выполнялись по заказу Центра Ядерной Безопасности Финляндии (STUK).

15. АВТОРЫ ПРОГРАММЫ

В.Н. Озябкин, С.В. Озябкин, исследовательская группа "СОФДЭК", кафедра гидрогеологии СПбГУ.

16. ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Документация на программу, включающая методики расчетов, описания программы и применения, инструкцию пользователю, верификационный отчет, отчет с примером практического использования.

17. РУБРИКИ И КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

Радионуклиды, миграция, моделирование.

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РЕАКТОРЫ

УДК 621.039.573

Тяжеловодный реактор нулевой мощности МАКЕТ ИТЭФ

*О.В. Шведов, С.П. Боровлев, Е.Б. Волков, Н.Г. Гладких,
Ю.В. Дядин, М.М. Изумнов, В.Н. Конев, Ю.Т. Кушнерев, В.О. Легостаев,
В.Н. Попков, В.И. Рязский, Е.В. Чернявский,*
ФГУП "ТНЦ РФ ИТЭФ", 117259, Москва, Б. Черемушкинская ул., 25

Тяжеловодный экспериментальный реактор нулевой мощности (PHM) МАКЕТ ИТЭФ введен в эксплуатацию в 1977 г. и с этого момента успешно используется для исследований нейтронно-физических и кинетических параметров активных зон реакторов различных типов и назначений и бланкетов электроядерных установок; физического обоснования метода контроля реактивности в бланкетах сложной конфигурации путем анализа поведения нейтронного импульса. Реактор МАКЕТ ИТЭФ имеет все необходимые системы, гарантирующие его нормальную эксплуатацию. Биологическая защита реактора позволяет работать на мощности до 1 кВт.

ZERO POWER HEAVY WATER REACTOR MAKET ITEP. O.V. SHVEDOV, S.P. BOROVLEV, E.B. VOLKOV, N.G. GLADKIKH, Yu.V. DYADIN, M.M. IGUMNOV, V.N. KONEV, Yu.T. KUSHNEREV, V.O. LEGOSTAEV, V.N. POPKOV, V.I. RYAZHISKY, E.V. CHERNYAVSKY. Zero power experimental heavy water reactor MAKET ITEP was put into operation in 1977 and is successfully used since then for investigation of neutron and kinetic parameters of different reactors cores and blankets of accelerator driven systems; physical basing of the reactivity control method for complex blankets by analyzing the behavior of neutron pulses. Reactor MAKET ITEP has all necessary systems, which guarantee its normal operation. Biological shielding allows operating at power up to 1 kW.

1. Введение

Опыт проектирования в ИТЭФ тяжеловодных энергетических установок показал, что для качественной разработки, эксплуатации и обеспечения возможности их последующей модернизации необходимы физические эксперименты на специальных критических установках с достаточно большим потоком нейтронов. При проектировании и эксплуатации энергетических установок необходимость оптимизации нейтронно-физических, конструктивных, теплотехнических и гидравлических параметров приводит к созданию зон, характеристики которых не могут быть получены с удовлетворительной точностью при помощи уже разработанных расчетных программ и экспериментальных методик, а также ранее полученных экспериментальных результатов. Получение новых прецизионных экспериментальных данных для проверки и коррекции вновь создаваемых расчетных ЭВМ-программ, оптимизации и обеспечения безопасности эксплуатационных режимов является основной целью исследований параметров проектируемых и действующих реакторов.

Необходимость получения экспериментальной информации о параметрах и режимах возникает на всех стадиях проектирования и эксплуатации реакторов. В этих условиях наиболее целесообразно создание критического РНМ с универсальными параметрами, позволяющими проводить эксперименты с решетками реакторов различных типов и назначений. Универсальный РНМ должен удовлетворять следующим требованиям:

- иметь габариты активной зоны, близкие к размерам реальных систем;
- конструктивные особенности и, прежде всего, отсутствие постоянного отражателя должны обеспечивать возможность проведения чистых прецизионных экспериментов;

- иметь универсальную гидросистему, систему управления и защиты (СУЗ), системы КИП и дозиметрии, автоматизированную систему сбора, обработки и представления в реальном времени информации об основных параметрах реактора;
- обеспечивать возможность проведения экспериментальных исследований с решетками реакторов различных типов в объеме и с точностью, отвечающими современным мировым стандартам;
- технически обеспечивать достаточную сохранность количества и качества тяжелой воды (D_2O) в течение всего периода проведения исследований решеток стенда одного типа (в течение $\sim 2 \dots 3$ лет);
- обеспечивать возможность применения мини-ЭВМ и микропроцессоров для автоматизации экспериментов, обработки результатов и контроля за параметрами критстенда.

В 1969 г. в ИТЭФ сложилась ситуация, когда действующие расчетные программы, использующие в качестве теоретической базы диффузионное приближение с так называемыми недиффузионными поправками, не справлялись с расчетами тяжеловодных гетерогенных решеток с большими градиентами нейтронных полей, обусловленными наличием в составе полячеек активной зоны топливных и поглощающих каналов с большими физическими весами.

Неудовлетворительная точность расчетов создавала серьезные проблемы прежде всего при эксплуатации промышленных реакторов, научным руководителем которых был ИТЭФ, не позволяя надежно рассчитывать основные нейтронно-физические параметры и перенося их надежную оценку на стадию физического пуска и эксперименты, предшествующие началу очередной кампании реактора.

Учитывая необходимость получения необходимой экспериментальной информации о нейтронно-физических параметрах перспективных тяжеловодных решеток в кратчайшие сроки, было решено в качестве первого этапа создать критстенд относительно небольших размеров, используя имеющиеся в ИТЭФ помещения, оборудование, приборы, а также полученные во временное пользование ядерное топливо и тяжелую воду. В результате к началу 1971 г. сооружен критстенд МАКЕТ-1 [1] с объемом активной зоны $\sim 5 \text{ м}^3$, на котором реализована обширная экспериментальная программа с тяжеловодными решетками и высокообогащенным урановым топливом. Полученные прецизионные экспериментальные данные позволили достаточно полно протестировать результаты проводимых в ИТЭФ расчетов и обеспечить их необходимую надежность и точность.

В 1973 г. после вынужденной паузы, связанной с участием экспериментаторов и эксплуатационного персонала критстенда МАКЕТ-1 в физическом пуске реактора КС-150 АЭС А-1 в Чехословакии [2], конструкторская группа реакторного отдела приступила к проектированию РНМ МАКЕТ на основе технического задания, подготовленного экспериментаторами и эксплуатационным персоналом критстенда МАКЕТ-1. В 1975 г. началось строительство реактора МАКЕТ. При его проектировании и создании использован опыт эксплуатации тяжеловодных критического стенда МАКЕТ-1, критстенда реактора КС-150 [3], РНМ ТР-0 (ЧССР) [4] и реактора ТВР ИТЭФ [5].

2. Описание реактора и его систем

2.1. Назначение реактора и его особенности. Реактор МАКЕТ, удовлетворяющий вышеперечисленным требованиям и предназначенный для исследований нейтронно-физических и эксплуатационных параметров тяжеловодных реакторов, а также для выполнения прецизионных интегральных экспериментов с тяжеловодными решетками с высокообогащенным окисным урановым топливом и естественным металлическим ураном, введен в эксплуатацию в 1977 г. [6].

Основная цель экспериментов – уточнение реакторных констант и тестирование расчетных программ. В 1977 – 86 гг. на реакторе МАКЕТ получены уникальные экспериментальные данные о нейтронно-физических и эксплуатационных параметрах, а также о методах обеспечения ядерной безопасности тяжеловодных решеток с высокообогащенным ураном реакторов ТВР и ТВР-М.

Опыт работы реактора МАКЕТ определил ряд особенностей его эксплуатации и сформулировал требования к реконструкции отдельных его технологических систем. Основной задачей реконструкции было повышение эксплуатационных возможностей и ядерной безопасности путем:

- увеличения числа каналов СУЗ, обладающих повышенной надежностью и стабильностью за счет применения современной элементной базы;
- исключения возможности незапланированного введения положительной реактивности за счет как увеличения числа элементов контроля в системе КИП, так и расширения блокировок и запретов на работу основных систем стенда при нарушении регламента или отклонения от нормального режима эксплуатации;
- введения метрологической поверки всех элементов систем, обеспечивающих ядерную безопасность стенда МАКЕТ;
- модернизации гидросистемы с целью сокращения числа избыточных элементов и магистралей, а также герметизации всех ее элементов (кроме бака Б-1 активной зоны);
- обеспечения полной гидроизоляции пола стендового зала и создания системы сигнализации о появлении влаги в различных точках стендового зала.

В течение 1982 – 83 гг. реконструкция реактора МАКЕТ была успешно завершена и за период 1983 – 86 гг. на установке выполнен цикл экспериментальных исследований нейтронно-физических и эксплуатационных параметров полномасштабной модели реактора ТВР-М [6...9].

В период с 1986 по 1987 гг. на реакторе МАКЕТ проводились предпусковые эксперименты с моделями решеток установки Л-2 [6]. В ходе экспериментов апробирована нестандартная методика набора критической массы, обоснована ее ядерная безопасность, подтверждена высокая чувствительность специальной системы контроля за нейтронными полями к локальным неоднородностям в решетках. Простота интерпретации измеренных параметров обеспечивалась удачно размещенными каналами контроля за нейтронными полями и центральным положением внешнего источника нейтронов. Предложенная методика успешно применена при физическом пуске установки Л-2.

В период с 1986 по 1994 гг. на реакторе МАКЕТ проводились экспериментальные исследования новых перспективных режимов работы установки Л-2 с целью изучения:

- оптимизации наработки изотопной продукции ^{60}Co , ^{192}Ir ;
- прозрачности частотола поглотителей, расположенных на периферии активной зоны;
- совмещенных каналов, состоящих из топлива и поглотителя;
- интерференции каналов, имеющих неоднородность загрузки в аксиальном направлении;
- особенностей решеток с зонами повышенного потока.

Полученная информация сведена в большой банк прецизионных экспериментальных данных, точность и надежность которых дает возможность использовать их для тестирования и верификации расчетных ЭВМ-программ.

В 1995 г. на реакторе МАКЕТ выполнены экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик тяжеловодных растворов актинидов. Исследованы размножающие решетки с тяжеловодными растворами ^{237}Np и ^{232}Th . Полученные экспериментальные данные позволили определить:

- эффективный резонансный интеграл тяжеловодного раствора ^{237}Np ;
- пространственно-энергетические распределения нейтронных полей в объемах с тяжеловодными растворами ^{232}Th разной концентрации;

– пустотные эффекты реактивности объемов с тяжеловодными растворами ^{232}Th .

На основании полученных экспериментальных данных сделаны оценки радиационной токсичности U-Th топливного цикла для гомогенных реакторных установок [10...12].

В 1996 г. на реакторе МАКЕТ выполнены эксперименты с полномасштабной физической моделью бланкета создаваемого в ИТЭФ электроядерного генератора нейтронов (ЭЛЯНГ) [13]. В результате получены прецизионные экспериментальные данные по:

- критическим композициям различных моделей бланкета ЭЛЯНГ;
- физическому весу элементов бланкета;
- эффектам реактивности при перемещении в отражателе бланкета пустых каналов большого диаметра, предназначенных для источника ультрахолодных нейтронов;
- пространственно-энергетическому распределению нейтронных полей в каналах источника ультрахолодных нейтронов при его перемещении в отражателе бланкета.

Полученные экспериментальные данные уточнили проектные оценки нейтронно-физических параметров бланкета ЭЛЯНГ, обосновали его ядерную безопасность и дали необходимую информацию для проектирования канала источника ультрахолодных нейтронов.

В 1997 г. на реакторе МАКЕТ выполнены экспериментальные исследования нейтронно-физических параметров тяжеловодных U-Th решеток. В результате создан банк прецизионных экспериментальных данных для тестирования расчетных комплексов, используемых для моделирования физических процессов, протекающих в активных зонах реакторов, реализующих идею вовлечения ^{233}U в топливный цикл.

В 2000 г. на реакторе МАКЕТ проведено изучение возможности применения неразмножающих бланкетов для наработки изотопной продукции. При выполнении работы определены нейтронно-физические параметры нескольких модификаций регулярных тяжеловодных решеток с поглощающими элементами. В качестве внешнего источника нейтронов использовался импульсный D-T генератор нейтронов с энергией нейтронов 14 МэВ, установленный в центре бланкета. В результате исследований получены динамические характеристики нейтронного поля в бланкете, что позволило сформировать банк прецизионных экспериментальных данных для верификации и тестирования расчетных комплексов и получить оценки производительности таких систем.

В 2000 – 2001 гг. на реакторе МАКЕТ выполнены экспериментальные исследования нейтронно-физических параметров решеток с микромоделями солевого бланкета. Для этого в центре размножающего бланкета были установлены две модификации экспериментальных устройств, что позволило определить нейтронно-физические характеристики микромодели солевого бланкета в нейтронном поле с разной жесткостью спектра. Состав соли в микромодели солевого бланкета – $\text{NaF} + \text{ZrF}_4$. Соль такого состава планируется для применения в энергетических электроядерных установках, и на настоящий момент информация о нейтронно-физических параметрах решеток, содержащих такую соль, полностью отсутствует.

В процессе экспериментов методом гамма-спектрометрии в микромодели солевого бланкета и активной зоне определены пространственные и энергетические распределения скоростей реакций деления ^{235}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{243}Cm , ^{245}Cm с применением SSNTD метода (диэлектрические трековые детекторы), радиационного захвата ^{235}U , ^{238}U , ^{55}Mn , ^{63}Cu , ^{197}Au , ^{176}Lu и пороговых реакций для изотопов с хорошо известными сечениями $^{115}\text{In}(n, n)$, $^{32}\text{S}(n, p)$, $^{58}\text{Ni}(n, p)$, $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$, $^{19}\text{F}(n, 2n)$, $^{64}\text{Zn}(n, p)$, $^{64}\text{Zn}(n, 2n)$. В результате наработан банк прецизионных экспериментальных данных по тяжеловодным размножающим решеткам с микромоделями солевого бланкета для тестирования и верификации расчетных комплексов и программ, используемых для расчета бланкетов электроядерных установок широкого функционального назначения.

В 2002 – 2003 гг. на реакторе МАКЕТ выполнены критические эксперименты с целью наработки прецизионных экспериментальных данных для тестирования Монте-Карло и ге-

терогенных программ расчета нейтронно-физических параметров U и U-Th тяжеловодных решеток. Сравнение экспериментальных и расчетных величин показало, что:

- в U решетках имеется систематическое расхождение коэффициентов размножения на величину $\sim 1,8\%$, наиболее вероятной причиной которого представляется некорректность констант тяжелой воды;

- в U-Th решетках расхождение меньше и составляет $\sim 1,3\%$.

После реконструкции 1982 – 83 гг. реактор МАКЕТ характеризуется следующими принципиальными особенностями:

- бак Б-1, в котором расположена активная зона, может принять 19 м^3 тяжелой воды. Конструкция стенда позволяет увеличить объем активной зоны до 33 м^3 , что дает возможность осуществлять эксперименты с полномасштабными моделями активных зон реакторов различных типов и назначений;

- бак Б-1 отстоит от стен помещения и пола не менее чем на 2 м, имеет съемное нейтронно-поглощающее покрытие и опирается на трубчатые опоры-домкраты, что сводит к минимуму влияние на критические размеры исследуемых решеток эффектов обратного рассеяния покинувших активную зону быстрых нейтронов;

- стенд имеет биологическую защиту для работы на мощности до 1 кВт;

- бак Б-1 накрыт изолирующим домиком со шлюзом, предохраняющим тяжелую воду от контакта с воздухом стендового зала и предотвращающим обеднение тяжелой воды, а также служащим локализирующей системой, ограничивающей выход газообразных продуктов деления в помещение стенда и здание при возможных авариях;

- размеры домика позволяют проводить внутри него необходимые манипуляции по перемещению элементов активной зоны, стержней СУЗ, блоков съемной защиты. Отсутствие какой-либо циркуляции воздуха внутри домика и в баке активной зоны (в отличие, например, от реактора ТР-0) в значительной степени сокращает утечку влажного воздуха через щели домика и тем самым уменьшает потери тяжелой воды. Принятые меры сохраняют нужную кондицию тяжелой воды в течение нескольких лет, необходимых для завершения очередного цикла исследований, после чего тяжелая вода заменяется. Последняя замена проведена в 1987 г. Обедненная тяжелая вода отправлена на обогащение;

- непрерывное измерение уровня тяжелой воды во всех баках гидросистемы обеспечивает возможность подведения в любой момент полного баланса тяжелой воды в гидросистеме с точностью 15 л при общем количестве тяжелой воды $\sim 10\,000$ л;

- специальный датчик (сигнализатор уровня) осуществляет постоянный контроль за правильностью работы уровнемеров бака Б-1, что гарантирует высокую точность экспериментов по оценке влияния на реактивность исследуемых решеток изменения уровня тяжелой воды в баке Б-1;

- пол стендового зала, где расположено большинство элементов гидросистемы, имеет герметичное покрытие из нержавеющей стали, способное принять и сохранить в случае разгерметизации гидросистемы всю пролитую воду;

- система блокировок исключает возможность введения положительной реактивности более чем одним способом или незапланированного попадания тяжелой воды в бак Б-1;

- стенд имеет систему для осушки бака активной зоны, элементов гидросистемы и отдельных тепловыделяющих сборок (ТВС). Работа системы основана на непрерывной циркуляции подогретого воздуха через осушаемые емкости и вымораживатель с азотной ловушкой, обеспечивающей 100 %-е влагоотделение;

- система химводоочистки, использующая ионообменные смолы, обеспечивает необходимое качество тяжелой воды, поддерживая минимальное содержание сухого остатка, ионов натрия, хлора, меди, железа и т.д., тем самым исключая возможность коррозии элементов активной зоны;

- система вентиляции реактора МАКЕТ позволяет менять температуру воздуха помещений стендового зала и соответственно температуру находящейся в сливных баках Б-4 и Б-5 тя-

желой воды на 15° со скоростью $1,5 \dots 2^\circ$ в сутки, поддерживая необходимый температурный режим в активной зоне для проведения оценок температурных эффектов;

– экспериментальные исследования на реакторе МАКЕТ обеспечивает универсальный автоматизированный измерительный комплекс, предназначенный для регистрации, контроля и представлений на дисплее нейтронно-физических и технологических параметров реактора МАКЕТ, а также для проведения экспериментов в режиме on-line. Комплекс включает оригинальные электронно-физические установки и серийные приборы, обеспечивая необходимую полноту и точность информации, получаемой в экспериментах на реакторе МАКЕТ.

В целях выполнения требований Правил ядерной безопасности критических стенов выполнены расчетные оценки в обоснование сейсмостойкости критборки реактора МАКЕТ, а также вероятности аварии при падения самолета на территорию установки.

Основные эксплуатационные и технологические параметры реактора МАКЕТ представлены в табл. 1. Экспериментальные возможности реактора МАКЕТ позволяют осуществлять на нем исследования всех основных нейтронно-физических параметров, необходимых для проектирования, эксплуатации, модернизации и обоснования ядерной безопасности исследовательских и энергетических реакторов, с точностью, позволяющей корректировать расчетные программы и используемые константы.

Т а б л и ц а 1. Основные эксплуатационные и технологические параметры реактора МАКЕТ

№	Эксплуатационные и технологические параметры	Характеристика	Значение
1.	Бак Б-1 активной зоны (алюминий, толщина стенки 10 мм, толщина дна 16 мм)	диаметр высота объем	2,6 м 3,65 м 19,0 м ³
2.	Защитный бак Б-0 (алюминий, толщина стенки 10 мм, толщина дна 16 мм)	диаметр высота объем	3,4 м 3,7 м 33,0 м ³
3.	Стержни СУЗ (максимальное количество): автоматического регулирования (АР); аварийной защиты и дополнительного поглощения (АЗ-ДП)	число число	1 шт. 6 шт.
4.	Автоматические уровнемеры воды в Б-1: количество уровнемеров (УР-1, УР-2); точность определения абсолютного уровня; точность определения уровня	число погрешность погрешность	2 шт. 1,5 мм 0,5 мм
5.	Ограничители уровня воды в баке Б-1: количество ограничителей уровня (ОУ-1, ОУ-2); точность определения уровня	число погрешность	2 шт. 1,5 мм
6.	Сигнализатор уровня воды в баке Б-1: количество сигнализаторов уровня (СУ-1); точность определения уровня	число погрешность	1 шт. 1 мм
7.	Максимальная скорость закачки тяжелой воды в бак Б-1	расход D ₂ O	0,7 л/с
8.	Каналы контроля и защиты СУЗ: токовые; импульсные	число каналов число каналов	6 шт. 5 шт.
9.	Дозиметрический контроль стационарными приборами: тепловые нейтроны; промежуточные нейтроны; быстрые нейтроны; γ-излучение	число точек число точек число точек число точек	2 шт. 2 шт. 2 шт. 30 шт.
10.	Предельное рабочее значение мощности		100 Вт

На реакторе МАКЕТ исследуются:

- критические композиции решеток (путем достижения критического уровня тяжелой воды или методом достройки);
- распределения энерговыделения в ТВС и объемные коэффициенты неравномерности энерговыделения (активационным методом);
- абсолютные значения и распределения потоков, а также спектры нейтронов в ячейках исследуемых решеток и объеме активной зоны (активационным методом, пороговыми камерами деления, сцинтилляционным спектрометром быстрых нейтронов);
- абсолютные значения и распределение потоков γ -квантов (компенсационными камерами, термолюминесцентными дозиметрами);
- веса стержней СУЗ и элементов активной зоны (методами импульсного нейтронного генератора и сброса, по периоду разгона, изменению критического уровня тяжелой воды, методом обратного умножения, тяжеловодным реактиметром канала измерения реактивности – КИР);
- температурные, пустотные и легководные эффекты реактивности (по изменению критического уровня тяжелой воды);
- кинетические параметры размножающих решеток с использованием импульсного нейтронного генератора.

2.2. *Компоновка помещений и оборудования реактора.* Реактор включает следующие основные помещения (рис. 1): реакторный зал, бокс активной зоны, изолирующий домик над активной зоной, пристройку (4-этажное здание с подвальным помещением), вентиляционное помещение.

В реакторном зале на нескольких уровнях размещены:

- мостовой кран грузоподъемностью 15/3 т;

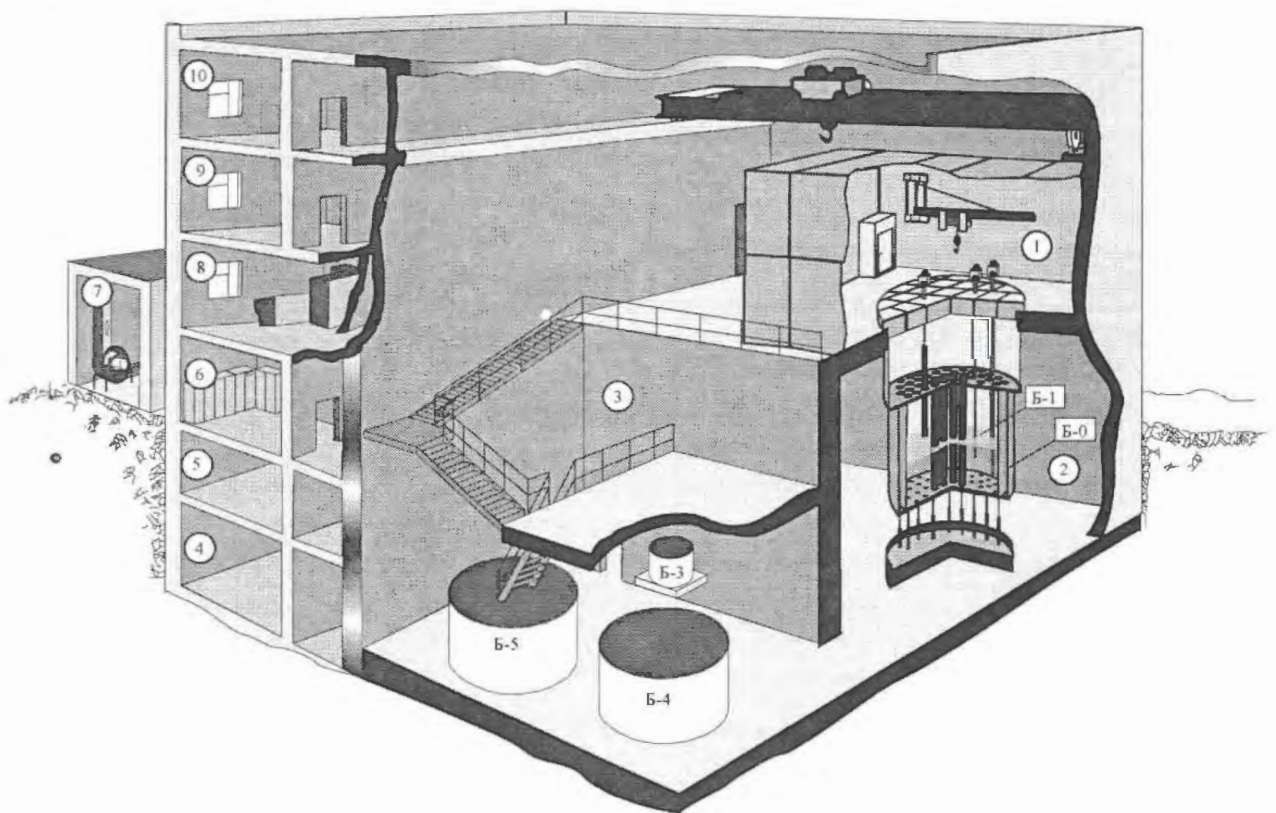


Рис. 1. Реактор МАКЕТ: 1 – защитный домик; 2 – бокс активной зоны; 3 – реакторный зал; 4, 5 – подвальные помещения; 6 – санпропускник; 7 – вентиляционная; 8 – пультовая; 9, 10 – лабораторные помещения; Б-0 – защитный бак; Б-1 – бак активной зоны; Б-3, Б-4, Б-5 – баки гидросистемы

- оборудование гидросистемы реактора;
- мерный бак Б-3 для дозирования тяжелой воды, закачиваемой в зону;
- сливные баки Б-4 и Б-5 тяжелой воды;
- тяжеловодные насосы ЦНГ-70М-1;
- уровнемеры, ограничители и сигнализаторы уровня тяжелой воды в баках Б-3...Б-5, автомат переброса струи (АПС) D_2O из зоны в бак;
- оборудование гидросистемы, систем водоочистки и осушки баков D_2O ;
- кабели схем управления электрооборудованием реактора.

В боксе активной зоны (рис. 2) размещены бак Б-1 активной зоны с исследуемыми размножающими решетками; защитный бак Б-0 (может быть использован как бак активной зоны); обечайка, изолирующая пространство над баком Б-1 от помещения бокса; пеналы для сушки извлеченных технологических каналов; трубопроводы с запорной арматурой, связывающие баки Б-1 и Б-4; опоры-домкраты баков Б-0 и Б-1; датчики и кабели СУЗ, КИП и А и экспериментального комплекса.

В изолирующем домике размещены:

- решетка с блоками съемной защиты и приводами СУЗ и системы контроля за уровнем D_2O в активной зоне;

- струнный кран грузоподъемностью 0,5 т;
- датчики и кабели системы дозиметрического контроля;
- стеллажи для временного хранения ТВС и столы для работы с облученными экспериментальными устройствами;
- телекамеры наблюдения за состоянием активной зоны в баке Б-1.

Изолирующий домик может быть разобран частично или полностью при проведении капитальных работ в активной зоне и домике.

В пристройке размещены складские помещения (подвал), санпропускник и щитовая системы электропитания реактора (1-й этаж), пультовая и контакторная системы СУЗ и гидросистемы (2-й этаж), электронно-физические измерительные комплексы (2-й и 3-й этажи), лабораторные помещения (4-й этаж). В вентиляционном помещении размещены газодувки, калориферы и арматура приточно-вытяжной вентиляции и отопления стендового зала, препаратной, пристройки и вентпомещения.

2.3. Описание систем реактора.

Гидросистема реактора (рис. 3) обеспечивает изменение уровня тяжелой воды в баках стенда мерными порциями и в заданные промежутки времени. Основными элементами гидросистемы служат баки для хранения тяжелой воды: бак Б-1 активной зоны; бак Б-3, позволяющий заливать бак Б-1 дозированными порциями; сливные баки Б-4 и Б-5.

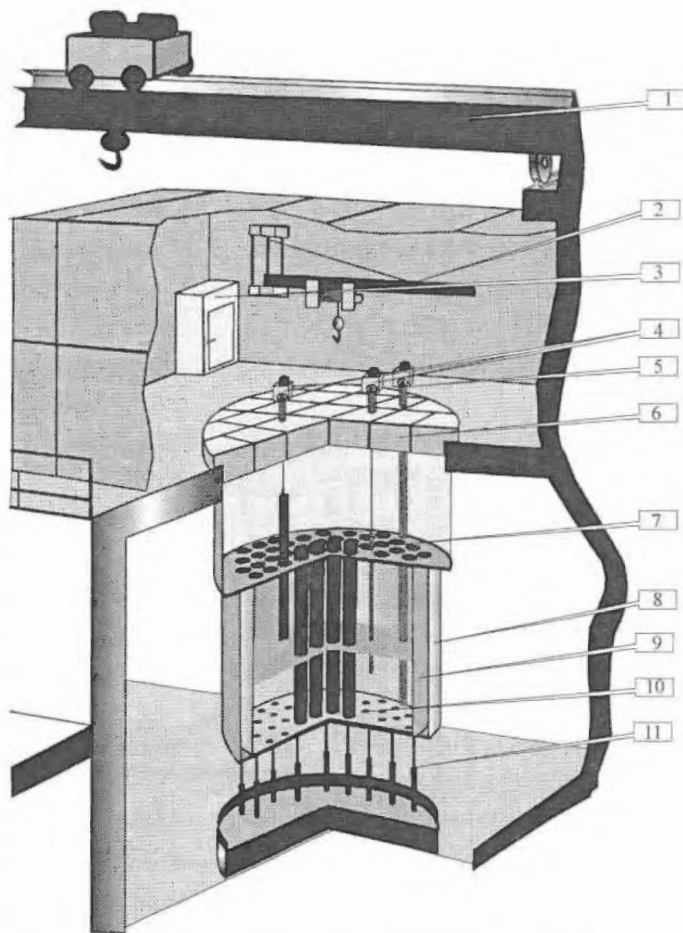


Рис. 2. Бокс активной зоны реактора МАКЕТ: 1 – мостовой кран; 2 – струнный кран; 3 – шлюз; 4 – привода СУЗ АЗ-ДП, АР; 5 – уровнемер; 6 – биологическая защита; 7 – верхняя решетка; 8 – бак Б-0; 9 – бак Б-1; 10 – нижняя решетка; 11 – опоры-домкраты

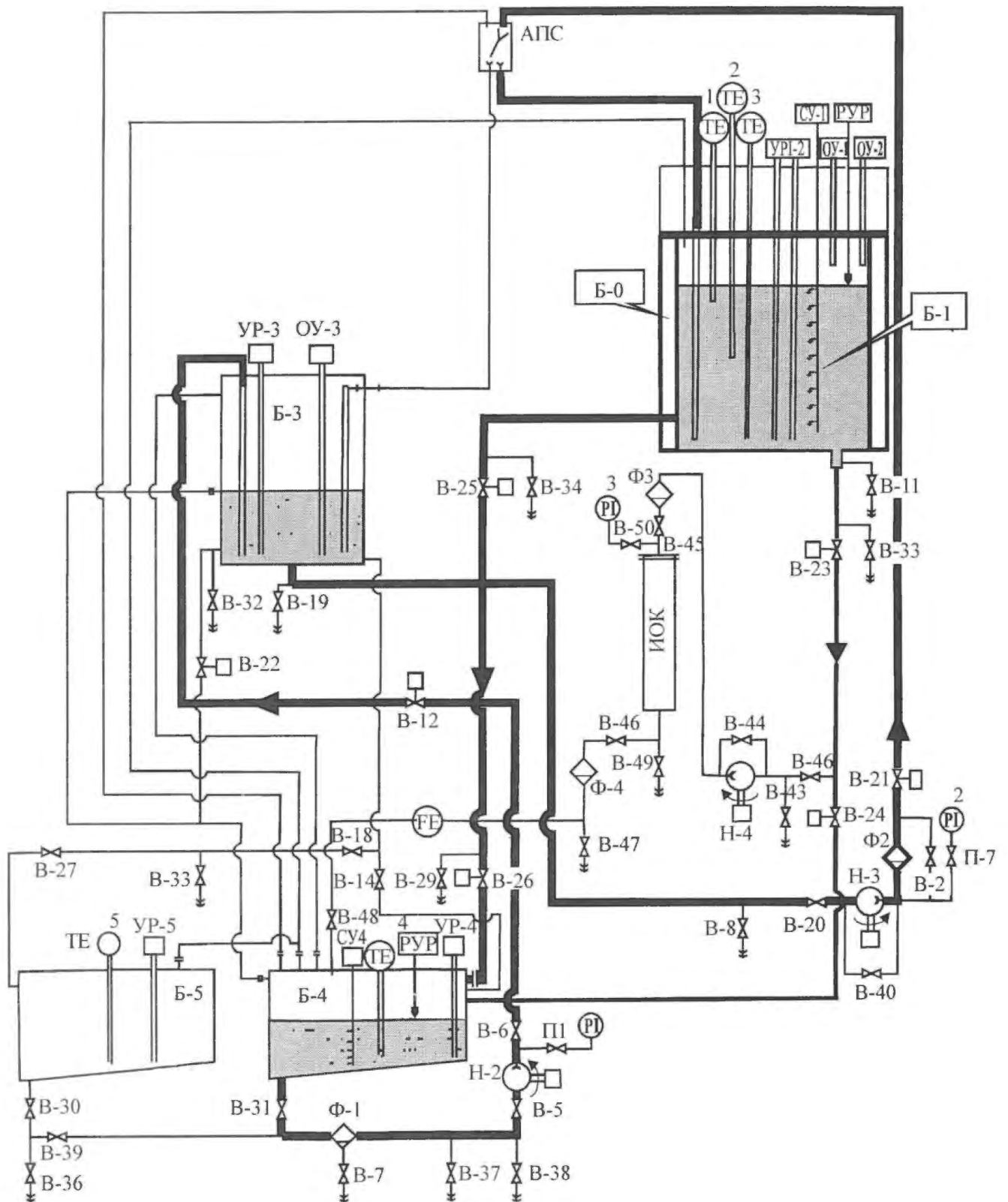


Рис. 3. Гидросистема реактора МАКЕТ: Б-0 – защитный бак; Б-1 – бак активной зоны; Б-3 – бак-дозатор; Б-4 – сливной бак; Б-5 – резервный бак; ИОК – ионообменная колонка; Н-2, Н-3, Н-4 – насосы ЦНГ-70М-1; Ф – фильтры; В, П – вентили; СУ – сигнализатор уровня; РУР – ручной уровнемер; РИ – манометр; ТЕ – термометр сопротивления; FE – датчик расходомера; ОУ – ограничитель уровня; УР – уровнемер

Герметичные тяжеловодные насосы ЦНГ-70М-1 осуществляют последовательную за- качку дозированных порций тяжелой воды из бака Б-4 (или Б-5) в бак Б-3 (насос Н-2), а затем из бака Б-3 в бак Б-1 (насос Н-3). В качестве запорной арматуры используются ручные вентили с сильфонным уплотнением и электроуправляемые вентили. Технологические трубопроводы различных сечений изготовлены из нержавеющей стали.

Дозировка тяжелой воды при закачке из бака Б-4 (Б-5) в бак Б-3 обеспечивается электронными таймерами, задающими время работы насоса Н-2; ограничителями уровня ОУ-3 бака Б-3, датчики которого установлены на высоте 165 и 500 мм; сливными магистральями в баке Б-3 на высоте 170 и 510 мм, а при закачке из бака Б-3 в бак Б-1 – электронными таймерами, задающими время работы насоса Н-3; ограничителями уровня ОУ-1 и ОУ-2 в баке Б-1; дозированным количеством тяжелой воды в баке Б-3.

Контроль за работой гидросистемы осуществляется с помощью уровнемеров УР-1...УР-5 баков гидросистемы, сигнализаторов СУ-1 и СУ-4 уровня D₂O в баках гидросистемы, манометров на напоре насосов Н-2 и Н-3, сигнализаторов положения электроуправляемых вентилей.

Устройства дозировки и контроля формируют сигналы, прекращающие поступление D₂O в баки Б-1 или Б-3, останавливая насосы и переключая АПС – дополнительный элемент, прекращающий поступление тяжелой воды в активную зону при появлении сигналов от системы АЗ или дозирующих устройств.

Максимальная порция тяжелой воды в баке Б-3 может быть уменьшена с 250 до 85 л с использованием ограничителя уровня на отметке 165 мм и в случае его отказа – сливной магистрали на отметке 170 мм. Этим предотвращается введение большой положительной реактивности при закачке тяжелой воды из бака Б-3 в бак Б-1 вблизи критического состояния.

В баке Б-1 предусмотрена возможность быстрого слива тяжелой воды в бак Б-4 по магистрали с большим проходным сечением до отметки 240 мм и медленного слива тяжелой воды практически до полной осушки бака Б-1. Предусмотрена возможность дренирования тяжелой воды в бак Б-4 из всех магистралей гидросистемы, а также из защитного бака Б-0 при разгерметизации бака Б-1. Байпасные линии предусмотрены на насосе Н-3 (для уменьшения его производительности) и на фильтре Ф-2 (на случай его засорения). Все баки гидросистемы и АПС соединены дыхательными линиями, имеющими контакт только с воздушным объемом изолирующего домика.

На реакторе существует специальная установка по осушке элементов гидросистемы, при работе которой насыщенный парами тяжелой воды воздух из гидросистемы реактора МАКЕТ с помощью газодувки подается на влагоотделитель, где происходит его охлаждение (противотоком холодного воздуха) и предварительное влагоотделение. Затем воздух с остатками паров тяжелой воды подается в один из вымораживателей (из второго вымораживателя в это время удаляется тяжелая вода, образовавшаяся из растаявшего льда), охлаждается жидким азотом, полностью теряет влагу и через влагоотделитель снова возвращается в осушаемый объем. Производительность установки 4 м³/час, при этом происходит практически 100 %-е отделение паров тяжелой воды.

Специальная система химводоочистки предназначена для механической и ионообменной фильтрации тяжелой воды гидросистемы с целью поддержания ее необходимого состава. Насос Н-4 (ЦНГ-70М-1) прогоняет тяжелую воду (~ 100 л/час) из бака Б-1 через фильтры Ф-3 и Ф-4 и ионообменную колонну в бак Б-4.

СУЗ реактора (рис. 4) обеспечивает:

- контроль за уровнем мощности и скоростью ее изменения;
- ручное и автоматическое управление цепной реакцией;
- измерение внесенной реактивности;
- обеспечение необходимого уровня подкритичности реактора;

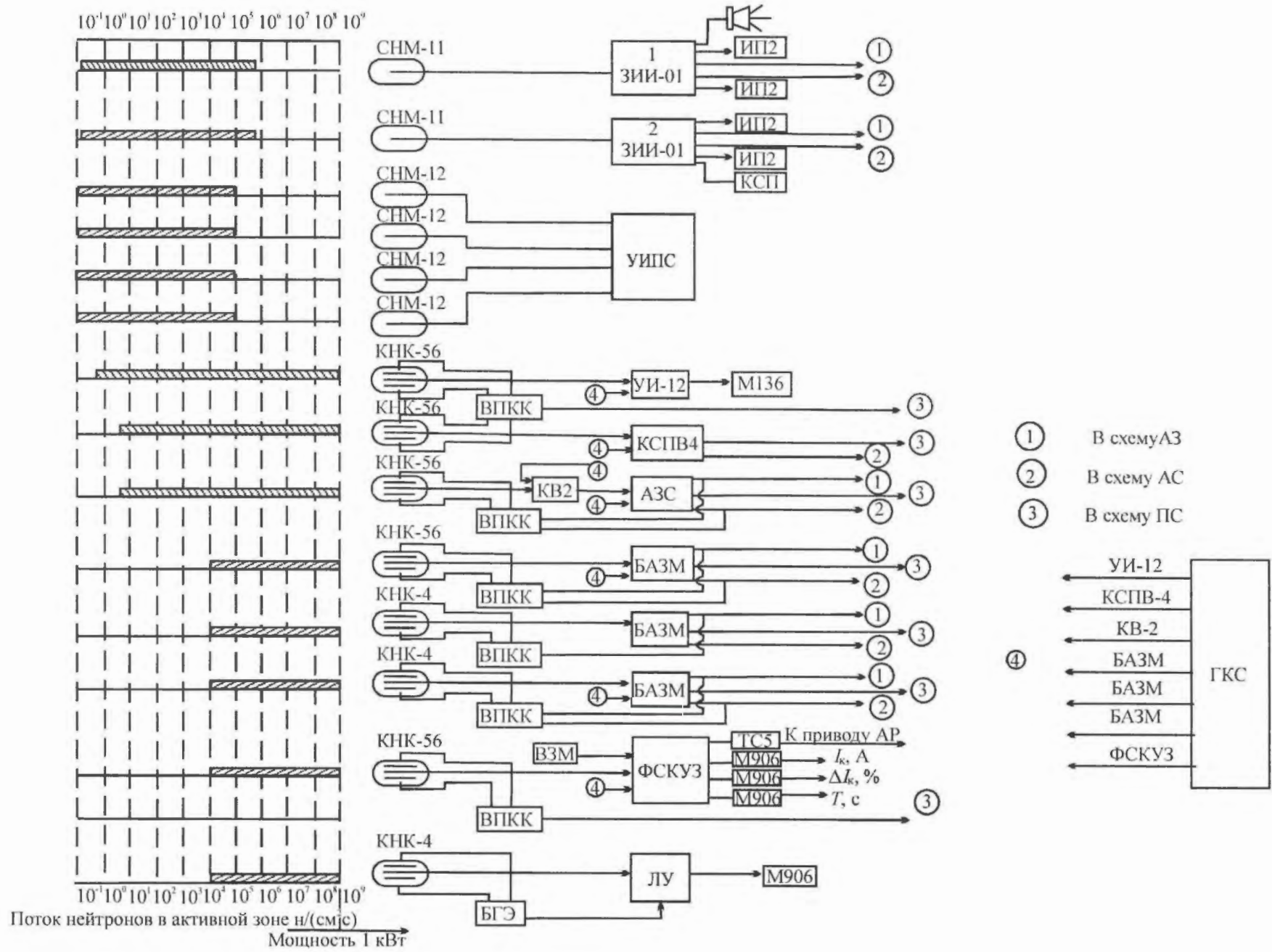


Рис. 4. Схема СВЗ реактора МАКЕТ

- выработку предупредительных и аварийных сигналов, а также сигналов АЗ при отклонении от заданного режима работы;
- быстрое гашение цепной реакции с помощью рабочих органов СУЗ.

В качестве детекторов нейтронов в каналах СУЗ используются счетчики СНМ-11 и СНМ-12, а также ионизационные камеры КНК-56 и КНК-4 (табл. 2). Все камеры и часть счетчиков СНМ-12 размещены под дном защитного бака Б-0. Остальные счетчики расположены в вертикальных сухих каналах в баке Б-1.

Т а б л и ц а 2. Детекторы нейтронов каналов СУЗ

Токовые каналы СУЗ			Импульсные каналы СУЗ		
Датчики	КНК-56	КНК-4	СНМ-12	СНМ-11	Датчики
Диаметр/длина, мм	50/750	50/450	8/215	33/240	Диаметр/длина, мм
Чувствительность, А/(н/см ² ·с)	4·10 ⁻¹³	1·10 ⁻¹³	0,8	1,2	Чувствительность, импульс·см ² /нейтрон
Рабочее напряжение, В	+ 500 – 500	500	450	1 600	Рекомендованное рабочее напряжение, В
Чувствительность к γ-фону, А/(Р·час)	Регулируется	1·10 ⁻¹³	1000	1 500	Допустимый γ-фон, Р/час
Газ-наполнитель	BF ₃	³ He	He + Ar	He + Ar	Газ-наполнитель

Источники высоковольтного питания нейтронных детекторов каналов СУЗ имеют сигнализацию о нерабочем состоянии. Контроль за уровнем мощности реактора осуществляют:

- импульсные каналы, измеряющие мощность: 4 канала установки “Пост контролирующего физика”, 2 канала с приборами ЗИИ2-01;
- токовые каналы, измеряющие мощность: каналы с приборами УИ-12 и КСПВ-4;
- токовые каналы, измеряющие мощность в логарифмическом масштабе: каналы с приборами АЗС-2М-2 и ФСКУЗ.

Контроль за скоростью нарастания мощности осуществляют токовые каналы с приборами АЗС-2М-2 и ФСКУЗ, два канала с приборами ЗИИ2-01. АЗ обеспечивают:

- по превышению заданного уровня мощности: три токовых канала с приборами блока АЗ по уровню мощности (БАЗМ), два импульсных канала с приборами ЗИИ2-01;
- по превышению скорости нарастания мощности: токовый канал с прибором АЗС-2М-2, два импульсных канала с приборами ЗИИ2-01.

При исчезновении электроснабжения установки контроль за уровнем мощности осуществляет автоматически включающийся логарифмический универсальный токовый канал ЛУ с дополнительным аккумуляторным питанием.

Импульсные каналы СУЗ. “Пост контролирующего физика” представляет собой четыре независимых импульсных канала с датчиками СНМ-12 и предназначен для измерения нейтронных потоков в активной зоне с момента появления нейтронного источника. Диапазон измеряемых нейтронных потоков 10⁻¹...10⁴ н/(см²·с) (в месте расположения) или 1...10⁵ н/(см²·с) в активной зоне.

Блок-схема устройства представлена на рис. 5 в виде платы, которая устанавливается в свободный слот шины ISA компьютера IBM PC. На этой плате размещены четыре 16-разрядных счетчика (счетчики 1...4), четыре буферных регистра (буферы 1...4), таймер, буфер таймера, формирователь сигналов управления счетчиками, генератор 1 МГц, триггер флага и дешифратор сигналов шины ISA, с помощью которого происходит передача информации между платой и компьютером в соответствии с протоколом шины ISA.

В программном обеспечении, управляющем работой установки, фиксируется требуемое количество измеряемых интервалов; длительность временного интервала записывается в буфер таймера, после чего производится пуск таймера либо программно, либо внешним сигналом и начинается опрашивание состояния флага (цикл динамического ожидания окон-

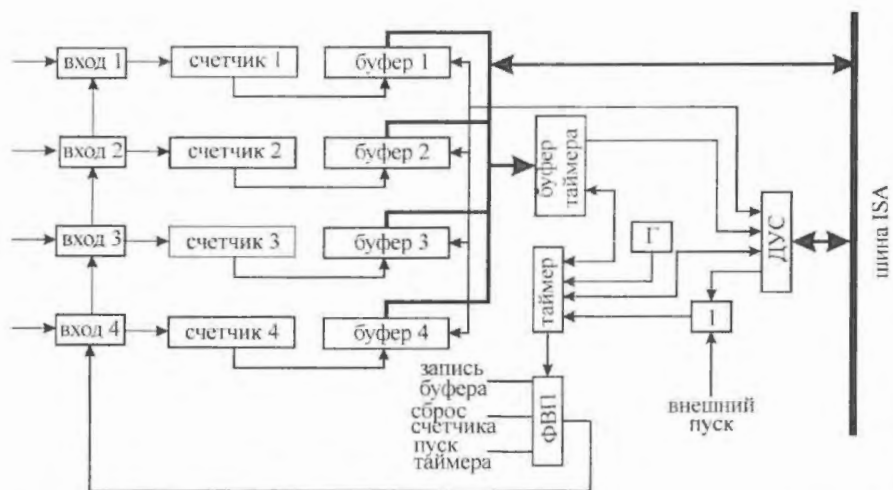


Рис. 5. Блок-схема установки "Пост контролирующего физика": ФВП – формирователь временных последовательностей; ДУС – обнуляет счетчики и снова дешифратор управляющего сигнала; Г – генератор

чания временного интервала). На время, установленное в буфере таймера, открываются входы, и сигналы регистрируются счетчиками. По истечении установленного времени таймер запускает формирователь сигналов управления, который закрывает входы счетчиков, устанавливает триггер флага, передает содержимое счетчиков в буферные регистры, обнуляет счетчики и снова запускает таймер.

Время работы формирователя равняется 1 мкс (мертвое время устройства). Начинается новый временной интервал. В это время программа обнаруживает активное состояние флага, выходит из цикла ожидания, считывает информацию из буферных регистров устройства, сбрасывает флаг и, если количество интервалов не равно 0, возвращается в цикл динамического ожидания. После того, как будет измерено заданное количество интервалов, программа выдает в устройство сигнал СТОП.

Установка "Пост контролирующего физика" в системе СУЗ используется для построения кривых обратного счета при проведении критических экспериментов и в экспериментах по измерению весов элементов активной зоны методами разгона реактора.

Импульсные каналы с приборами ЗИИ2-01 и нейтронными детекторами СНМ-11 предназначены для контроля и защиты по уровню и скорости нарастания мощности с начального момента появления технологических каналов в активной зоне и выработки предупредительной и аварийной сигнализации о превышении заданных скоростей счета.

Каналы обеспечивают:

- регистрацию импульсов детектора СНМ-11;
- визуальное наблюдение за скоростью счета детектора по индикаторному прибору ИП2 "Интенсивность";
- представление показаний на самопишущем приборе КСП-2-03;
- предупредительную и аварийную сигнализации при превышении соответствующих уставок блока защиты по мощности БАА2-08М;
- звуковую сигнализацию подачей импульсов в схему "Щелкун";
- сигнализацию о неисправности или отключении ЗИИ2-01, а также об исчезновении высокого напряжения "1 600 В" блока БНВ2-21. Детекторы СНМ-11 приборов ЗИИ2-01 расположены под дном бака активной зоны.

Диапазон скорости счета импульсов в логарифмическом масштабе составляет от 1 до 10^5 имп/с, а измеряемых нейтронных потоков в активной зоне от 10 до 10^6 н/(см²·с). Порог срабатывания канала АЗ и предупредительной сигнализации устанавливается дискретно через 0,1 шкалы.

Токовые каналы СУЗ. Прибор УИ-12 измеряет ток камеры КНК-56 в диапазоне $2 \cdot 10^{-13} \dots 3 \cdot 10^{-8}$ А с выводом показаний на гальванометр М-135 с многопредельным шунтом Р-135. Значения токов до $1,5 \cdot 10^{-3}$ А измеряются непосредственно гальванометром М-135. Канал с УИ-12 фиксирует абсолютную мощность реактора МАКЕТ, имея сигнал на срабатывание аварийной сигнализации и АЗ при отсутствии высоковольтного питания камеры КНК-56. Диапазон измеряемых нейтронных потоков $25 \dots 10^{10}$ н/(см²·с). Прибор КСПВ-4 измеряет ток

камеры КНК-56 в диапазоне $10^{-12} \dots 5 \cdot 10^{-5}$ А, расширенном до $5 \cdot 10^{-4}$ специальным техническим решением. Диапазон измеряемых нейтронных потоков $25 \dots 10^{10}$ н/(см²·с).

Прибор АЗС-2М-2 измеряет логарифм тока камеры КНК-56 в диапазоне $10^{-11} \dots 10^{-4}$ А и период нарастания тока с постоянной времени $5 \dots 150$ с. Показания прибора выводятся на микроамперметры М-24. Прибор имеет:

- уставки предупредительной сигнализации при достижении периода 60, 40, 30 и 20 с;
- уставки аварийной сигнализации и защиты при достижении периода 30, 20, 15, 10 с;
- сигнал на срабатывание аварийной сигнализации и АЗ при отключении от сети или отсутствии высоковольтного питания камеры.

Предусмотрена возможность подключения к прибору стрелочных и автоматических самопишущих приборов для наблюдения и записи периода и мощности. На пульте управления реактора установлен подключенный к одному из АЗС-2М-2 микроамперметр М-24, показывающий период; диапазон измеряемых нейтронных потоков $25 \dots 1,25 \cdot 10^9$ н/(см²·с).

БАЗМ предназначен для измерения тока камер КНК-56, КНК-4 в диапазоне $10^{-9} \dots 10^{-3}$ А и формирования предупредительного сигнала по превышению заданного уровня мощности на 25 %; аварийного сигнала по превышению заданного уровня мощности на 50%; сигнала на срабатывание аварийной сигнализации и АЗ при отключении от сети, отсутствии высоковольтного питания камеры КНК-56 и электропитания приводов АЗ; предупредительного сигнала о снижении заданного уровня входного тока на 50 %. Предусмотрена техническая возможность настройки срабатывания в диапазоне 0...100 % шкалы.

Три прибора БАЗМ реактора МАКЕТ включены автономно. Срабатывание сигнализации одного прибора БАЗМ вызывает срабатывание только соответствующей предупредительной сигнализации, диапазон измеряемых нейтронных потоков $2,5 \cdot 10^3 \dots 1,25 \cdot 10^9$ н/(см²·с).

Токовый канал ФСКУЗ системы АР (рис. 6) измеряет ток камеры КНК-56 в диапазоне $10^{-10} \dots 10^{-3}$ А и используется для:

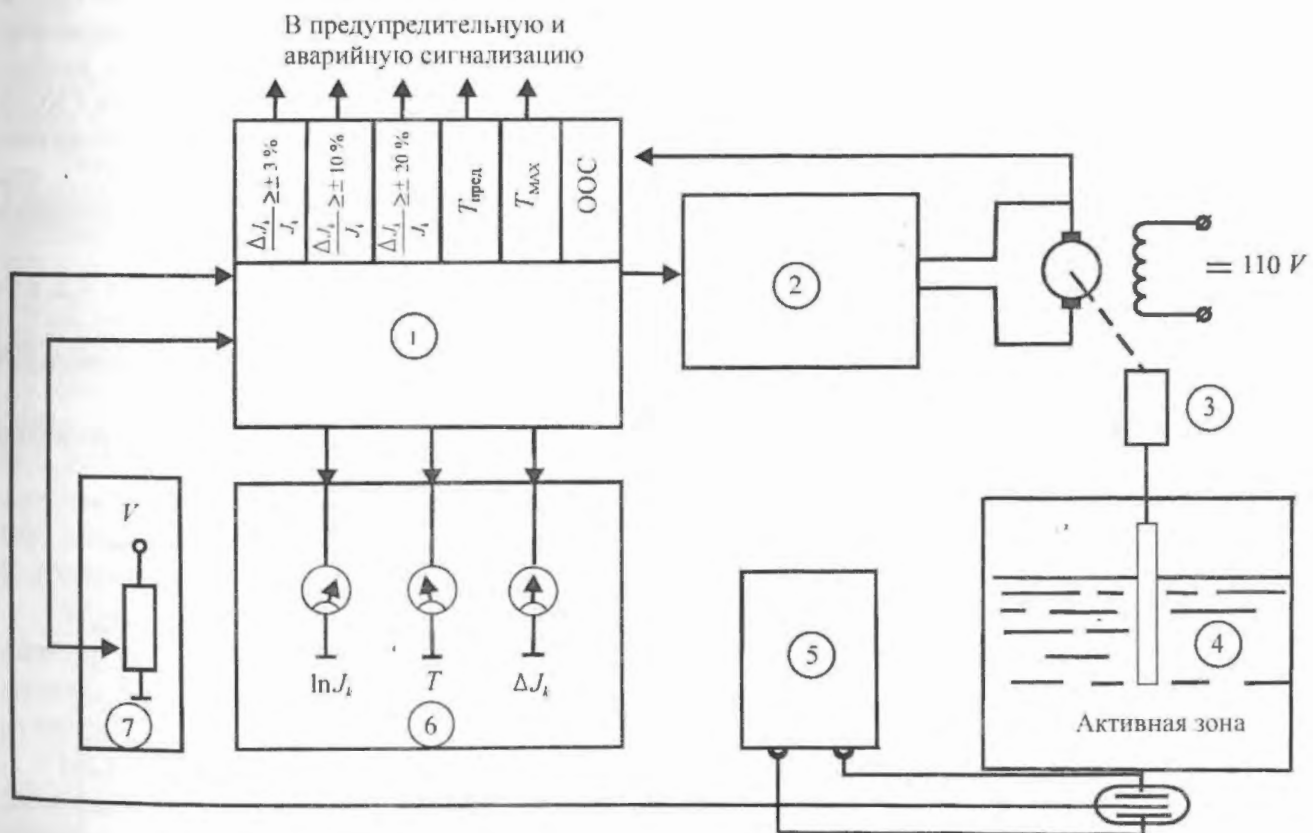


Рис. 6. Схема системы АР реактора МАКЕТ: 1 – электронный БАР (ФСКУЗ); 2 – ТСБ; 3 – редуктор; 4 – стержень АР; 5 – ВПКК; 6 – пульт оператора; 7 – ВЗМ; ООС – отрицательная обратная связь

- автоматического поддержания и изменения заданного уровня мощности;
 - измерения мощности установки в логарифмическом масштабе;
 - измерения периода увеличения мощности в диапазоне 5...100 с;
 - формирования сигнала на срабатывание предупредительной сигнализации, аварийной сигнализации и АЗ (в действующую схему реактора МАКЕТ не заведены) при превышении заданного уровня мощности на 10 и 20 %; достижении заданного предельного значения периода увеличения мощности, равного 10 и 5 с, соответственно;
 - формирования сигнала в предупредительную сигнализацию и на отключение привода АР при отклонении мощности от заданного значения на $\pm 5\%$.
- Диапазон измеряемых нейтронных потоков $10^4 \dots 10^9$ н/(см²·с).

Система АР также включает: источник питания камеры ВПКК; блок автоматического регулирования (БАР) мощности; выносной датчик мощности (ВЗМ); выносные приборы, подключенные к БАР и показывающие логарифм, период изменения и относительное отклонение тока ионизационной камеры от заданного значения; управляемый тиристорный силовой блок (ТСБ); двигатель АР с механическим редуктором типа КС-АР; стержень АР.

Система АР работает следующим образом. Ток камеры КНК-56, поступающий на вход БАР, сравнивается с током датчика мощности. В результате вырабатывается сигнал рассогласования, который усиливается по мощности в ТСБ и обеспечивает управление скоростью и направлением вращения двигателя АР. Для обеспечения устойчивости и качества переходных характеристик при отработке сигнала рассогласования предусмотрена ООС по скорости вращения двигателя. При возникновении неисправностей в системе регулирования, когда сигнал рассогласования выходит за пределы $\pm 5\%$, БАР вырабатывает релейный сигнал, по которому двигатель АР отключается от ТСБ и управление приводом АР переходит в режим "ручного" управления с пульта оператора.

Генератор контрольных сигналов ГКС-2 осуществляет проверку работоспособности токовых каналов СУЗ (исключая нейтронный детектор), подавая токовый сигнал в диапазоне $10^{-11} \dots 10^{-3}$ А и формируя сигнал экспоненциально нарастающего тока с периодом от 1 до 1000 с. ГКС-2 поочередно подключается к проверяемым каналам через входы, параллельные входам неотключаемых при этом камер токовых каналов. Коммутация ГКС-2 с приборами СУЗ осуществляется с помощью ручного переключателя. В любом положении переключателя, кроме "Выкл", срабатывает предупредительный сигнал "ГКС", что предупреждает возможную ошибку в показаниях приборов при работе установки, связанную с параллельным или шунтирующим действием ГКС-2.

В качестве штатных рабочих органов СУЗ на установке используются 4 стержня АЗ, поглотитель – кадмий толщиной 0,3 мм; 2 стержня ДП, поглотитель – кадмий толщиной 0,3 мм; стержень АР, поглотитель – кадмий толщиной 0,3 мм, а также прутки из нержавеющей стали или алюминия различного диаметра.

Расчетные данные эффективности рабочих органов СУЗ для двух модификаций решетки 16, исследованных на установке МАКЕТ, приведены в табл. 3.

Т а б л и ц а 3. Эффективность рабочих органов СУЗ

Тип стержней СУЗ	Решетка	Вес одного стержня, %	Суммарный вес, %	Скорость введения положительной реактивности ^{*)}	
				$\beta_{эфф}/с$	$\beta_{эфф}/шаг$
Стержни АЗ	16А	1,6	6,4	0,02	0,3
	16	0,4	1,6	0,005	0,075
Стержни ДП	16А	1,6	3,2	0,004	0,06
	16	0,4	0,8	0,001	0,015
Стержень АР	16А	0,2	0,2	0,005	–
	16	0,2	0,2	0,005	–

^{*)} $\beta_{эфф} = 0,73\%$

Перемещение стержней АЗ, ДП осуществляется с помощью приводов типа КС-АЗ и КС-АР для стержня АР. Привода имеют общие конструктивные узлы и отличаются наличием элементов, связанных с функциональным назначением.

Приборы СУЗ БАЗМ и ФСКУЗ реактора МАКЕТ являются оригинальными разработками ИТЭФ с очень высокой надежностью и стабильностью метрологических параметров. Эксплуатация этих приборов в течение более 25 лет ни разу не потребовала серьезного незапланированного вмешательства. СУЗ стенда МАКЕТ полностью соответствует требованиям ПБЯ для установок такого класса.

Приборы системы КИП реактора МАКЕТ предназначены для контроля:

- уровня тяжелой воды в баке Б-1 активной зоны, мерном баке (дозаторе) Б-3, сливных баках Б-4 и Б-5;
- температуры тяжелой воды в баках гидросистемы и воздуха в помещениях установки;
- протечек тяжелой воды в гидросистеме стенда;
- давления на напоре насосов тяжелой воды и калорифера приточной вентиляции.

Уровни тяжелой воды в баках гидросистемы реактора МАКЕТ служат важнейшими технологическими параметрами, влияющими на критичность реактора (бак Б-1) и определяющими точность баланса тяжелой воды в гидросистеме. На реакторе используются непрерывное автоматическое измерение уровня и дискретное измерение (сигнализация) уровня на различных высотных отметках. Для автоматического измерения уровня тяжелой воды (по принципу изменения сопротивления щуп – тяжелая вода) применяются уровнемеры УР-1... УР-4, электрические схемы которых одинаковы.

Метрологические измерения с использованием “прибора Петрова” позволили осуществить тарировку относительных показаний уровнемеров с точностью $\pm 0,5\%$ во всем высотном диапазоне их работы. Абсолютные измерения уровня тяжелой воды в баке Б-1 активной зоны выполнены путем промеров штангой с контактным датчиком с точностью $\pm 1,5$ мм, при этом обнаруженная кривизна дна бака Б-1 не превышала 15 мм. Используемые при математическом моделировании уровни тяжелой воды являются величинами, усредненными по площади бака Б-1.

В баке Б-1 установлены ограничители уровня ОУ-1 и ОУ-2 тяжелой воды, предотвращающие незапланированную закачку тяжелой воды в активную зону. По сигналу ОУ-1, заведенному в предупредительную сигнализацию, останавливается насос Н-3. По сигналам от ОУ-1 и ОУ-2, заведенным в АЗ, происходит сброс стержней СУЗ. Ограничитель уровня может быть установлен на любой высоте во всем диапазоне изменения уровня тяжелой воды в баке Б-1.

Ограничитель уровня ОУ-3, установленный в баке Б-3, имеет два фиксированных контакта на уровне 165 и 500 мм от дна бака, что соответствует количеству тяжелой воды в баке Б-3, равному 85 и 250 л, соответственно. Малая порция тяжелой воды (85 л) используется при заках, когда состояние стенда близко к критическому ($K_{эфф} \geq 0,98$). Ограничитель ОУ-3 дает сигнал на отключение насоса Н-2 при достижении уровнем тяжелой воды в баке Б-3 заданной уставки.

Установленные в баках Б-1 и Б-4 сигнализаторы уровня СУ-1 и СУ-4 обеспечивают надежные реперные точки при измерении уровня тяжелой воды на различных высотных отметках. В местах наиболее вероятных протечек гидросистемы установлены датчики, реагирующие на появление влаги и выдающие сигнал на пульт оператора.

На реакторе МАКЕТ постоянно осуществляется измерение температуры тяжелой воды в баках Б-1, Б-4 и Б-5 и воздуха в помещениях. Температура тяжелой воды в баке Б-1 служит важным физическим параметром, учитываемым при расчетной оценке нейтронно-физических параметров исследуемых размножающих решеток, а также при сравнении экс-

периментальных результатов, полученных при разных температурных условиях. Датчиками температуры являются платиновые термометры сопротивления типа ТСР. В качестве вторичных приборов применяются самопишущие автоматические мосты КСП2-020 (класс точности 0,5).

Давление на напоре тяжеловодных насосов Н-2 и Н-3, измеряемое манометрами типа ОБМ, служит объективным показателем их нормальной работы. Контроль давления горячей воды в калорифере приточной вентиляции позволяет останавливать вентилятор приточной вентиляции при падении давления и тем самым предотвращать размораживание калориферов, нарушение их герметичности и, как следствие, разнос паров воды по помещениям.

Электроснабжение реактора осуществляется от двух независимых (в пределах института) источников: основного и резервного. От основного источника осуществляется электроснабжение всех потребителей стенда, а от резервного – потребителей 1-й категории, обеспечивающих контроль за основными нейтронно-физическими и технологическими параметрами стенда: приборов СУЗ, КИП, дозиметрических приборов; аварийного освещения; электроприводов приточной вентиляции стендового зала.

Электроснабжение от основного источника возможно по трем вариантам: отдельно от Ввода 1 и Ввода 2 на отдельную группу потребителей; всех потребителей одним вводом. Наличие различных комбинаций подключения потребителей повышает надежность электроснабжения и позволяет проводить профилактические осмотры и ремонт отдельного оборудования без нарушения общего электроснабжения критстенда.

Резервное электроснабжение подается потребителям 1-й категории автоматически через Ввод 3 и блок автоматического включения резервного питания при отключении основного источника электроснабжения.

Система дозиметрического контроля – комплекс стационарных и переносных приборов, а также средств индивидуального контроля для измерения и сигнализации об уровнях α -, β - и γ -активности делящихся материалов или облученных в реакторе МАКЕТ изделий; мощности дозы γ -квантов, потоков быстрых и тепловых нейтронов в помещениях реактора; уровне γ -активности воздуха в вентиляционной системе; превышении предельно допустимой мощности дозы.

Измерения γ -активности на реакторе осуществляются шестью каналами, один из которых (УСИТ-1) является 26-точечным прибором последовательного действия. Измерение потоков быстрых и тепловых нейтронов обеспечивают 4 канала. Контроль α - и β -активности выполняется семью каналами, один из которых – стойка-барьер ДСБ-2, а индивидуальный контроль – дозиметрами ДПГ-03 и ИКС-А. Наборы активационных детекторов, помещенные в различные помещения реактора, предназначены для определения дозы облучения нейтронами в аварийной ситуации.

Система сбора и представления технологической информации осуществляет дополнительный оперативный контроль за состоянием основных технологических систем реактора МАКЕТ. Блок-схема этой системы представлена на рис. 7. Для удобства считывания и оперативного отображения все поступающие от технологических систем сигналы разделены на три группы. К первой относятся дискретные сигналы концевых выключателей стержней АЗ, ДП, АР источника нейтронов (ИН) и ограничителей уровня.

Ко второй группе относятся дискретные сигналы состояния вентилей гидросистемы – Откр/Закр и насосов – Вкл/Выкл. Такое разделение дискретных сигналов на две группы обусловлено тем, что сигналы первой группы имеют уровень 0/5 В, а второй 0/36 В.

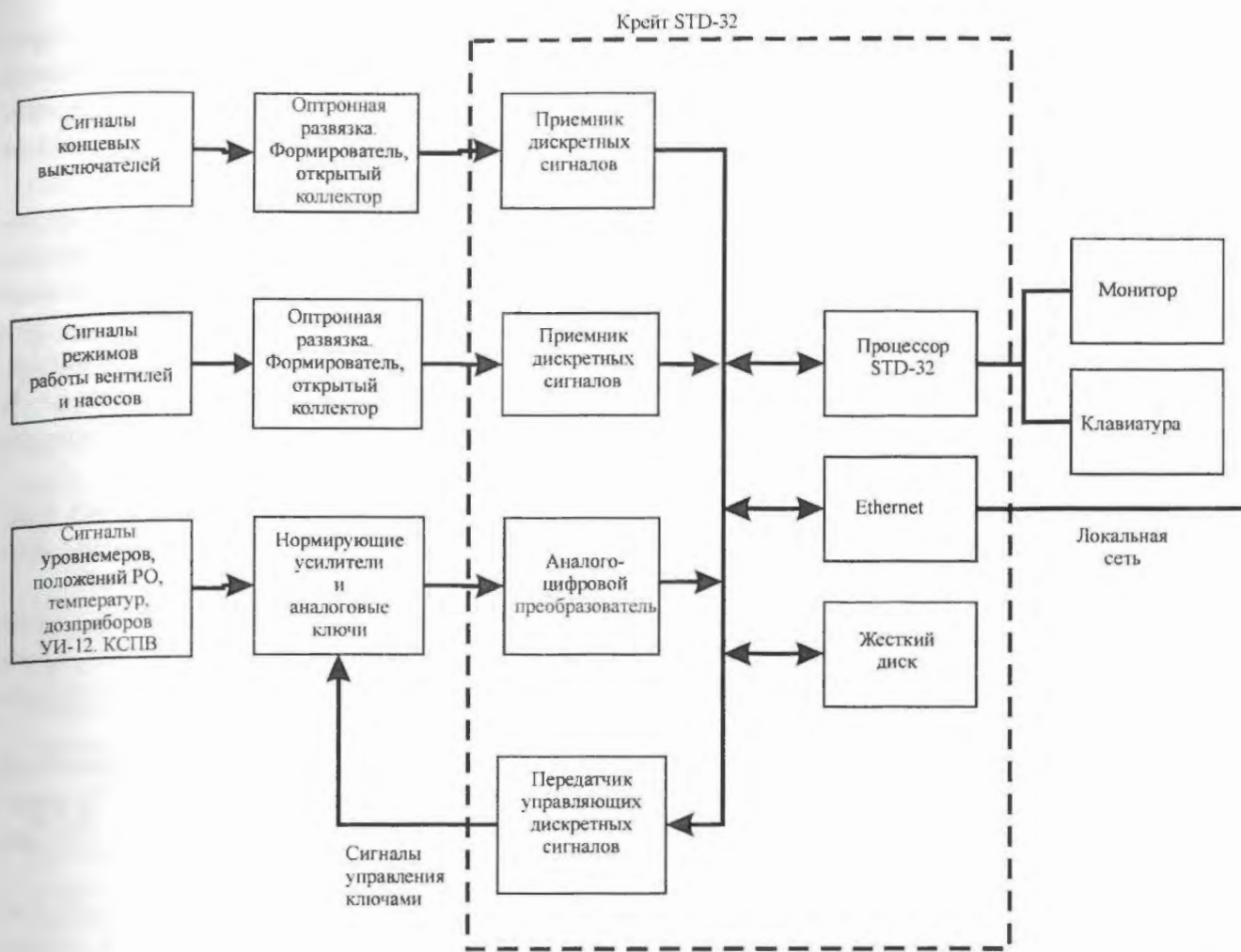


Рис. 7. Блок-схема системы сбора и представления технологической информации реактора МАКЕТ

В третью группу вошли все аналоговые сигналы – показания уровнемеров, промежуточного положения стержней между верхним и нижним концевыми выключателями, показания датчиков температуры и дозиметрических приборов, а также токовых приборов контроля нейтронного потока.

Аппаратно устройство реализовано по двухуровневой схеме. На первом уровне все дискретные сигналы гальванически отключены от второго уровня через оптронную развязку и формируют стандартный дискретный сигнал. Все аналоговые сигналы посредством нормирующих усилителей приводятся к единому стандарту 0...10 В. На втором уровне в качестве устройства сбора информации используется система STD32 корпорации ZIATECH.

Эта система состоит из крейта с источником питания, в который по желанию пользователя могут быть установлены устройства как для приема, преобразования из аналоговой в цифровую форму и обратно, так и передачи сигналов различных типов из большого набора устройств, выпускаемых этой фирмой. Управление приемом и передачей сигналов осуществляется программно через процессор, устанавливаемый в этот же крейт. Процессор полностью совместим с IBM PC (к нему можно подключить монитор, клавиатуру и мышь) и в зависимости от требуемой производительности выбирается из ряда 386 – Pentium 2. Кроме того, в крейт можно установить жесткий диск, флоппи-диск и устройство для включения системы в локальную сеть.

Таким образом, из набора устройств, входящих в систему STD32, сформирована полностью самодостаточная система с возможностью программирования на стандартных языках типа C++, PASCAL и т.д., которая подключена к локальной сети реактора МАКЕТ.

Программа сбора и отображения информации о состоянии систем и узлов реактора рисует на экране монитора мнемосхему, на которой цветом отображается состояние концевых выключателей, вентилей и насосов гидросистемы, причем цвет соответствует цвету контрольных ламп на пульте управления. Также на мнемосхеме отображаются положение стержней и уровень заполнения баков.

Программа работает следующим образом. Сразу после включения опрашивается состояние всех датчиков, фиксируются дата и время, все это заносится в архив, где может храниться длительное время, если потребуются, а также формируется специальный файл, характеризующий состояние критстенда. Затем на экране монитора рисуется мнемосхема и программа входит в цикл чтения показаний всех дискретных сигналов и сравнения их с информацией из специального файла, сформированного сразу после включения программы. В этом цикле программа остается до тех пор, пока оператор не нажмет какую-либо кнопку на пульте управления.

Программа обнаруживает изменение в показаниях, заносит их в специальный файл, а затем анализирует действие оператора. Если изменилось состояние вентилей, программа отображает на экране это изменение и возвращается в цикл чтения и сравнения показаний.

Если программа обнаружила, что включен насос, то включается цикл чтения показаний уровнемеров и отображения этого на экране. Этот цикл работает, пока не будет выключен насос, а затем возвращается цикл чтения и сравнения показаний. Таким образом, на мнемосхеме в реальном времени отображается изменение уровня в одном из баков.

Если изменилось положение одного из стержней, то включается цикл чтения указателей положения стержней и отображения их на экране. Этот цикл работает, пока оператор перемещает стержень, а затем возвращается цикл чтения и сравнения. Это дает возможность видеть на экране изменение положения стержня в реальном времени.

Кроме того, все конечные состояния датчиков (вентиль Откр/Закр, насос Вкл/Выкл, концевик Вкл/Выкл), а также показания уровнемеров, дозиметрических приборов и температуры и время их появления заносятся в архив, что позволяет в любой момент времени получить документ в напечатанном виде о состоянии основных узлов реактора МАКЕТ с момента начала работ и проанализировать все выполненные операции. Мнемосхема основных элементов реактора МАКЕТ, выводимая на монитор оператора, представлена на рис. 8.

Электронно-физический *измерительный комплекс реактора* создавался последовательным наращиванием его возможностей путем создания оригинальных приборов и внедрения современного серийного оборудования. Основным элементом комплекса служит персональный компьютер типа Pentium. Различные системы комплекса используются при проведении критических, кинетических, спектрометрических и активационных экспериментов, для измерения нейтронных полей камерами деления разного типа, обеспечивая регистрацию, упорядочение, обработку и статистический анализ экспериментальных данных, а также их оптимальное представление на устройствах вывода информации. Дальнейшее развитие комплекса связано с применением его для обработки данных, характеризующих состояние активной зоны реактора МАКЕТ.

Система регистрации нейтронного потока предназначена для контроля за потоком нейтронов в размножающих решетках при различных уровнях подкритичности и определения экстраполированных критических размеров. Система базируется на импульсных каналах системы СУЗ с нейтронными датчиками СНМ-12 или камерами деления на основе установки "Пост контролирующего физика".

Система счета импульсов на последовательных временных интервалах предназначена прежде всего для экспериментальных исследований кинетики размножающих решеток с использованием импульсного нейтронного генератора, обеспечивая регистрацию поведения во

времени плотности нейтронов после короткого нейтронного импульса, а также для измерений периода разгона реактора или спада плотности нейтронов после введения отрицательной реактивности.

Система включает следующие элементы: 4 канала регистрации потока нейтронов с детекторами в виде нейтронных счетчиков или камер делений установки "Пост контролирующего физика" системы СУЗ на базе компьютера IBM PC; импульсный нейтронный генератор ИНГ-03; блок управления, который одновременно с запуском нейтронного генератора выдает импульс на синхронизацию запуска измерительной системы.

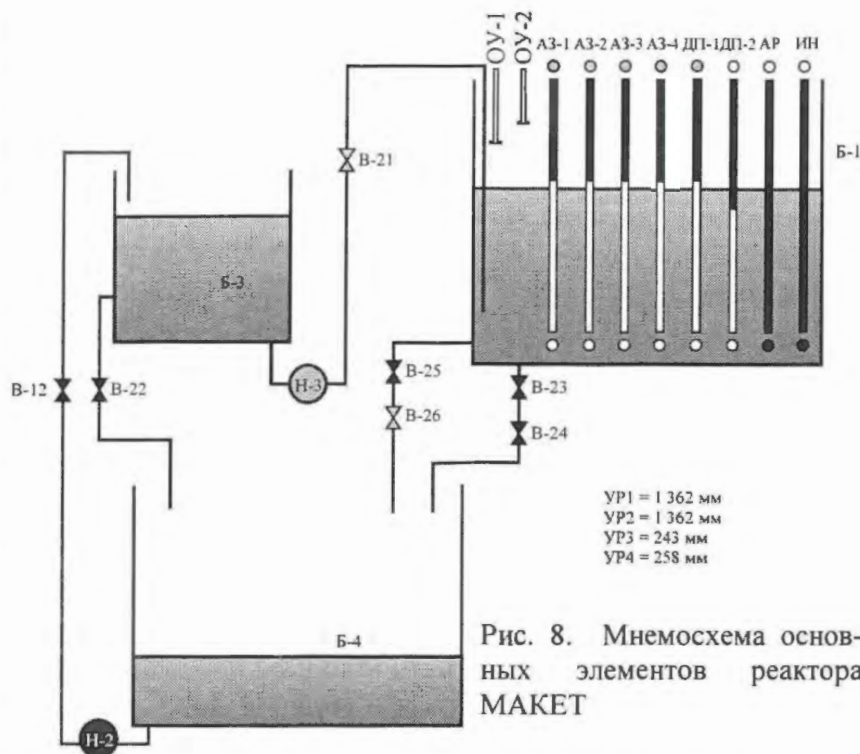


Рис. 8. Мнемосхема основных элементов реактора МАКЕТ

Система амплитудного анализа импульсов реализована на многоканальном анализаторе InSpector-IMCA фирмы CANBERRA и использует полупроводниковый планарный детектор из особо чистого германия (HPGe), а также специальное программное обеспечение, установленное на компьютере, осуществляющее управление электроникой и математической обработкой измеренных данных. Система применяется для прецизионных абсолютных и относительных измерений γ -активности радиоактивных препаратов и детекторов, требующих выделения характерной активности в узком энергетическом диапазоне.

Система амплитудного анализа импульсов реализована на многоканальном анализаторе InSpector-IMCA фирмы CANBERRA и использует полупроводниковый планарный детектор из особо чистого германия (HPGe), а также специальное программное обеспечение, установленное на компьютере, осуществляющее управление электроникой и математической обработкой измеренных данных. Система применяется для прецизионных абсолютных и относительных измерений γ -активности радиоактивных препаратов и детекторов, требующих выделения характерной активности в узком энергетическом диапазоне.

3. Основные принципы обеспечения безопасности эксплуатации реактора

Логика СУЗ обеспечивает:

- фиксацию исходного положения (дающего возможность начать подъем стержней АЗ), для чего необходимо, чтобы все стержни АЗ, ДП и АР находились в нижнем положении; нейтронный пусковой источник находился в активной зоне; каналы СУЗ и измерения уровня тяжелой воды в баках гидросистемы реактора находились в рабочем состоянии; был открыт В-26 – один из двух запирающих вентилей на магистрали быстрого слива тяжелой воды из бака Б-1 в бак Б-4; были включены приточная и вытяжная вентиляции; были закрыты все входы в стендовый зал;

- выдачу разрешения (после подъема всех стержней АЗ) на подъем стержней ДП и АР; включение насосов Н-2 и Н-3; включение АПС, обеспечивая возможность попадания тяжелой воды в бак Б-1 активной зоны; вход в стендовый зал;

- сброс стержней АЗ и ДП (независимо от положения), опускание стержня АР, отключение АПС, остановку насосов, закрытие электроуправляемых вентилей В-12 и В-21 на напоре насосов при нажатии кнопки "Сброс", превышении уровня или скорости нарастания мощности, нарушении рабочего режима каналов СУЗ, превышении уровня тяжелой воды в баке Б-1 активной зоны по сигналу любого из ограничителей уровня (ОУ-1 или ОУ-2); нерабочем состоянии ОУ-1 или ОУ-2;

- подъем стержней АЗ по одному со скоростью не более $0,07 \beta_{эфф}/с$;

- шаговый подъем стержней ДП по одному, шагами не более $0,3 \beta_{эфф}$ и со скоростью не более $0,03 \beta_{эфф}/с$;
- запрет на подъем стержней ДП и АР при отсутствии фиксирования стержней АЗ в верхнем положении, нерабочем состоянии приводов стержней СУЗ, включенных насосах Н-2 или Н-3, открытии двери в стендовый зал;
- запрет на включение насосов Н-2 или Н-3 при отсутствии фиксирования стержней АЗ в верхнем положении, подъеме стержней ДП или АР, нерабочем состоянии каналов контроля уровня тяжелой воды в баке Б-1 активной зоны, уровне тяжелой воды в баках Б-1 или Б-3 выше предупредительной уставки ограничителей уровня;
- формирование сигналов в аварийную и предупредительную сигнализацию при превышении уставок или нерабочем состоянии каналов СУЗ;
- контроль уровня мощности при исчезновении электроснабжения с помощью токового канала с аккумуляторным питанием;
- запрет на введение положительной реактивности более чем одним способом (элементом).

Одним из главных принципов обеспечения безопасной эксплуатации реактора является обязательная расчетная оценка всех влияющих на безопасность параметров до начала формирования исследуемой размножающей решетки. В качестве примера в табл. 4 приведены

Т а б л и ц а 4. Расчетные оценки нейтронно-физических характеристик решетки

№	Элемент решетки	Вес, % реактивности
1	ТВС в центре	0,10...0,15
2	ТВС на периферии	0,06...0,15
3	ПК в центре	0,13...0,29
4	ПК на периферии	0,40...1,05
5	Температурный коэффициент $d\rho/dT$ – изменение реактивности при изменении температуры D_2O	$-4,0 \cdot 10^{-2} \% / ^\circ C$
6	Коэффициент $d\rho/dC$ – изменение реактивности при изменении концентрации D_2O	$-0,125 \% / \%$
7	$\beta_{эфф}$	0,73 %
8	Ожидаемый критический уровень	1 700 мм

расчетные оценки нейтронно-физических характеристик для одной из решеток, исследованных на реакторе МАКЕТ.

Все работы по изменению реактивности решетки (набор критической массы, достижение критического состояния закачкой D_2O в решетку, коррекция решетки и др., кроме динамических экспериментов) ведутся под контролем штатных каналов СУЗ, при взведен-

ных стержнях АЗ и введенном в активную зону пусковом ИН. Мощность и месторасположение пускового ИН выбираются таким образом, чтобы удовлетворялись следующие условия:

- первоначальная загрузка датчиков каналов контроля СУЗ была достаточной для надежного контроля за $K_{эфф}$ реактора;
- предельная загрузка импульсных счетных каналов не должна превышать 10^5 имп/с;
- должно быть исключено несанкционированное перемещение пускового ИН в решетке, так как это вызывает срабатывание защиты по скорости нарастания мощности (в подкритическом состоянии);
- эффективность пускового ИН должна слабо зависеть от изменения параметров исследуемой решетки, в первую очередь уровня D_2O ;
- взаимное расположение ИН и нейтронных детекторов должно быть таким, чтобы не менее двух кривых обратного счета имели бы безопасный ход. Оптимизация положения пускового ИН достигается перемещением его по высоте сборки (с соответствующей перестановкой его нижнего концевого выключателя).

Выход на мощность производится с помощью введения положительной реактивности, соответствующей периоду T_e (в течение которого мощность изменяется в $e \approx 2,71$ раз) не

менее 20 с. После достижения отмеченной в программе на смену мощности включается система АР. Величина мощности указывается в программе на смену. Эта мощность не должна превышать максимального значения, указанного в "паспорте реактора".

Перед началом выхода на мощность фиксируется исходное положение (дающее возможность начать подъем стержней АЗ). При этом:

- все стержни АЗ, ДП и АР должны находиться в нижнем положении;
- пусковой ИН должен находиться в активной зоне на нижнем концевики;
- каналы СУЗ и измерения уровня тяжелой воды в баках гидросистемы должны находиться в рабочем состоянии;
- должны быть открыт вентиль В-26 на магистрали быстрого слива тяжелой воды из бака Б-1 в бак Б-4, включена приточно-вытяжная вентиляция, закрыты все входы в стендовый зал;
- все приводы стержней СУЗ должны быть в рабочем состоянии.

Только после подъема всех стержней АЗ по одному со скоростью не более $0,07 \beta_{эфф}/с$ можно осуществить подъем стержня АР и шаговый подъем стержней ДП по одному шагами не более $0,3 \beta_{эфф}$ на шаг и скоростью не более $0,03 \beta_{эфф}/с$, включение насосов Н-2, Н-3, АПС и вход в стендовый зал.

Существенным элементом безопасности реактора служат громкоговорящая двухсторонняя связь между пультовой и реакторным залом и возможность визуального наблюдения стендового зала из пультового помещения с использованием телеустановки.

4. Анализ последствий некоторых возможных отказов СУЗ

Отказы в системе АЗ непосредственно не приводят к увеличению мощности реактора, но нарушают его функционирование. Отказ элементов логики АЗ приведет к срабатыванию АЗ (опусканию всех стержней СУЗ). При отказе (перегорании, обрыве) муфты удержания стержня АЗ он под действием силы тяжести опускается вниз и после достижения нижнего конечного положения вызывает срабатывание всей защиты.

Отказы в системе АР мощности могут вызвать непредусмотренное изменение мощности, поэтому необходимо рассматривать как нарушения функций АР при отказах, так и меры, обеспечивающие безопасность установки при увеличении мощности, вызванном отказами АР. Основные виды отказов в системе АЗ (неисправность элементов системы, отсутствие напряжения на ионизационных камерах) автоматически контролируются световыми сигналами самого прибора и аварийной сигнализацией, которая формируется при срабатывании АЗ.

Неисправность и скрытые отказы каналов системы АЗ могут быть выявлены по изменению (или несовпадению) показаний неисправного канала с показаниями других каналов системы АЗ, а на начальном этапе формирования решетки – с показаниями двух импульсных каналов ЗИИ2-01 с нейтронными датчиками СНМ-11.

При отказе любого элемента в канале системы АЗ (блока питания камеры, предусилителя, усилителя) реактор заглушается (автоматически или нажатием кнопки "Сброс") и производится ремонт неисправного блока или замена его на резервный.

Автоматическое регулирование мощности осуществляется стержнем АР по сигналу разбаланса, формируемому логарифмическим усилителем ФСКУЗ. Контроль рабочего состояния блоков канала осуществляется автоматически ($\pm 5\%$ рабочего режима). При неисправности любого из блоков в цепи регулирования происходит отключение регулятора за ~ 8 мс.

Снижение выходного напряжения блока питания нейтронного детектора, способное вызвать ввод положительной реактивности, контролируется и при уменьшении напряжения на $\sim 15\%$ происходит автоматическое отключение канала и выпадает сигнал неисправности.

При скрытом отказе измерительной части АР могут возникнуть следующие ситуации:

– не поддерживается заданный уровень. В этом случае уровень мощности можно проконтролировать по измерительным приборам других каналов;

– на выходе ТСБ появляется сигнал, приводящий к движению стержня АР в сторону увеличения или уменьшения реактивности. При перемещении стержня в сторону увеличения реактивности мощность растет. Как только установленный уровень превысит + 5 %, отключается исполнительная часть АР и движение стержня вверх блокируется. Если мощность продолжает увеличиваться, то может быть достигнут уровень ПС по превышению скорости или мощности в каналах защиты. В этом случае отключение регулятора может производиться с пульта оператора отключением привода.

Одиночные отказы в схемах управления системы АЗ могут привести к самопроизвольному извлечению стержня ДП. На этот случай предусмотрены “шаговость” перемещения и блокировка возможности одновременного извлечения стержней ДП и АР.

При коротком замыкании или потере качества изоляции в кабелях, питающих приборы системы АЗ, они отключаются с выпадением сигнала неисправного состояния. Исчезновение напряжения на установке приводит к срабатыванию всех исполнительных органов системы АЗ. Контроль за состоянием реактора ведется токовым каналом с бесперебойным (аккумуляторным) питанием. Контроль исправного состояния прибора и рабочего состояния аккумулятора контролируется сигнализацией на приборе.

5. Гипотетические аварийные ситуации на реакторе МАКЕТ и действия персонала

Возможные аварийные ситуации на реакторе МАКЕТ связаны с незапланированным превышением заданного уровня мощности, увеличением мощности с периодом меньше запланированного и могут быть обусловлены ошибками инженера по управлению, механика-лаборанта при изменении состава активной зоны, неисправностью оборудования гидросистемы при закачке тяжелой воды в активную зону. Аварии усугубляются скрытыми отказами элементов СУЗ.

В качестве гипотетической запроектной аварии рассматривалось максимально возможное энерговыделение при потере управления реактором в результате наложения не менее семи отказов оборудования и ошибок персонала.

Наиболее опасные отклонения систем реактора от нормального режима эксплуатации

I. Незапланированная закачка 250 л D₂O в бак активной зоны вблизи критического состояния

При подходе к критическому состоянию из-за ошибки инженера по управлению, не обеспечившего дозировку закачек порциями не более 0,3 β_{эфф}, и неисправности таймера вносятся положительная реактивность 0,5 % за время закачки 6 мин. На ситуацию накладывается ошибка инженера по управлению, не производившего никаких действий. При достижении аварийных уставок по мощности одного из шести каналов защиты по мощности срабатывает АЗ, предупредительная и аварийная сигнализации и вручную производится слив D₂O до уровня, соответствующего K_{эфф} = 0,98.

II. Извлечение двух поглощающих каналов из активной зоны вместо одного

Проиллюстрируем подход к обеспечению безопасности работ при корректировке активной зоны на примере одной из типичных исследуемых решеток. В соответствии с требованием “Методики и порядка проведения исследований на установке МАКЕТ” до начала проведения работ по извлечению поглощающего канала весом 0,95 % должна быть обеспечена подкритичность – 3,9 %, состоящая из 2 %-го обязательного слива D₂O (на реакторе МАКЕТ последние 2 % положительной реактивности вносятся только дистанционно доливом тяжелой воды) и удвоенного веса удаляемого поглотителя 2×0,95 % = 1,9 %. Величина 1,9 % обеспечивается 1 %-м введением стержней ДП и АР и 0,9 %-м дополнительным сливом D₂O.

Ошибки в действиях персонала при корректировке зоны:

а) лаборант-механик ошибочно извлекает вместо одного два поглощающих канала с суммарным весом $2 \times 0,95 \% = 1,9 \%$; *последствия*: реактор остается в состоянии с подкритичностью 2 %;

б) на ситуацию а) накладывается ошибка инженера по управлению и контролирующего физика, не выполнивших требование дополнительного слива D_2O на 0,9 %; *последствия*: реактор остается в состоянии с подкритичностью 1,1 %;

в) на ситуацию б) накладывается неисправность: не опустился 1 стержень ДП весом 0,4 % до нижнего концевика; *последствия*: реактор остается в состоянии с подкритичностью 0,7 %;

г) на ситуацию в) накладывается неисправность: не опустился 2-й стержень ДП весом 0,4 % до нижнего концевика; *последствия*: реактор останется в состоянии подкритичности 0,3 %;

д) на ситуацию г) накладывается неисправность: не опустился стержень АР весом 0,2 % до нижнего концевика; *последствия*: после скачка мощности на мгновенных нейтронах реактор останется в состоянии подкритичности 0,1 %.

Таким образом, при четком соблюдении требования об обеспечении необходимого уровня подкритичности до начала работ по корректировке состава активной зоны не возникают аварийные ситуации даже в случае гипотетического наложения достаточно большого числа ошибок персонала и отказов в СУЗ.

III. Установка двух топливных каналов вместо одного в рассмотренную выше решетку

В соответствии с "Методикой и порядком проведения исследований на установке МАКЕТ" для корректировки активной зоны с постановкой топливного канала весом 0,2 % должна быть обеспечена подкритичность не менее 2,4 % (2 % – необходимый слив D_2O , $2 \times 0,2 \% = 0,4 \%$ – введение стержней ДП и АР). Так как суммарный вес стержней ДП и АР составляет 1 %, то подкритичность перед началом работ составит 3 %.

Ошибочные действия персонала при корректировке зоны:

а) лаборант-механик ошибочно устанавливает два ТВС вместо одного с суммарным весом $2 \times 0,2 \% = 0,4 \%$; *последствия*: реактор остается в состоянии с подкритичностью 2,6 %;

б) на ситуацию а) накладывается ошибка инженера по управлению и контролирующего физика, не обеспечивших слив D_2O на 2 %; *последствия*: реактор остается в состоянии с подкритичностью 0,6 %;

в) на ситуацию б) накладывается неисправность: не опустился стержень ДП-1 весом 0,4 % до нижнего концевика; *последствия*: реактор остается в состоянии с подкритичностью 0,2 %;

г) на ситуацию в) накладывается неисправность: не опустился стержень ДП-2 весом 0,4 % до нижнего концевика; *последствия*: после скачка мощности на мгновенных нейтронах и в случае несрабатывания стержней АЗ произойдет дальнейшее увеличение мощности реактора с периодом $T_e \sim 30$ с.

Если не произошел сброс стержней АЗ от сигналов каналов СУЗ, инженер по управлению вручную нажатием кнопки "Сброс" сбрасывает АЗ. С учетом запаздывания в 15 с реакции инженера по управлению мощность реактора не превысит 0,3 Вт, мощность дозы на верхней решетке активной зоны – 20,0 мкР/с, а интегральная доза, полученная персоналом, находящимся на верхней решетке, – 100 мкР.

IV. Неконтролируемое извлечение стержня ДП с максимальной скоростью

а) В реактор введены стержни ДП-1, ДП-2 и АР общим весом 1 %. Во время проведения работ по корректировке решетки происходит неконтролируемое извлечение стержня ДП-1 весом 0,4 % с максимальной скоростью; *последствия*: реактор остается в подкритическом состоянии 0,6 %;

б) на ситуацию а) накладывается неисправность: не опустился стержень ДП-2 весом 0,4 % до нижнего концевика; *последствия*: реактор остается в подкритическом состоянии 0,2 %;

в) на ситуацию б) накладывается неисправность: не опустился стержень АР весом 0,2 % до нижнего концевика; *последствия*: если после скачка мощности на мгновенных нейтронах не произошел сброс стержней АЗ от сигналов каналов СУЗ, сборка переходит в критическое состояние.

V. Неконтролируемое введение в активную зону реактора пускового ИН

- а) В решетку, находящуюся в подкритическом состоянии с $K_{эфф} = 0,99$, в результате неисправности механизма перемещения пускового ИН или ошибочного действия персонала сменны введен пусковой ИН мощностью $Q \sim 10^7$ н/с; *последствия*: произойдет сброс АЗ от сигнала каналов контроля СУЗ по превышению скорости нарастания мощности и уставки по мощности;
- б) на ситуацию а) накладывается неисправность: сброс стержней АЗ не произошел; *последствия*: сборка останется в подкритическом состоянии, т.к. введение пускового источника не меняет ее реактивность;
- в) в сборку, находящуюся в критическом состоянии на мощности ~ 100 Вт, в результате неисправности привода пускового ИН или ошибочных действий персонала введен пусковой ИН мощностью $Q \sim 10^7$ н/с; *последствия*: регистрируемого приборами скачка мощности сборки не произойдет, она будет увеличиваться по линейному закону со скоростью 10^{-4} Вт/с.

VI. Разгерметизация гидросистемы

- а) На остановленном и заглушенном реакторе по показаниям уровнемеров бака Б-1 и сигнализации соответствующих датчиков протечки установлена разгерметизация бака Б-1 реактора. Тяжелая вода сливается в бак Б-4 по магистралям, соединяющим его с баком Б-1. Одновременно организуется сбор протечек тяжелой воды из бака Б-0;
- б) по показаниям уровнемера УР-4 и сигнализации соответствующих датчиков протечек установлена разгерметизация бака Б-4. Персонал организует перекачку воды из бака Б-4 в бак Б-5 насосами Н-2 и аварийным насосом и сбор пролитой воды из нержавеющей поддонов помещения баков гидросистемы в стандартные бидоны.

VII. Отказ системы энергоснабжения

Происходит изменение уровня D_2O в баке активной зоны реактора. После отказа системы энергообеспечения прекращается функционирование всех систем установки, кроме токового канала СУЗ с батарейным питанием. Все стержни системы СУЗ падают в активную зону. Реактор переходит в состояние глубокой подкритичности. Необходимо убедиться по тросам на приводах стержней СУЗ, что все стержни находятся в зоне, и оценить радиационную обстановку в баке Б-1 с помощью переносных дозиметрических приборов.

6. Анализ запроектных аварий

Перечень запроектных аварий складывается из нерассмотренных в проекте и эксплуатационной документации исходных событий, дополнительного наложения отказов систем безопасности, дополнительных ошибочных действий персонала. Для запроектных аварий должны быть рассмотрены пути протекания аварии, включающие начальные или граничные условия, последовательность развития событий, устойчивость установки и объекта в целом к данному исходному событию.

I. В качестве первой из запроектных аварий на реакторе МАКЕТ рассматривается потеря управления реактором в результате наложения не менее семи отказов оборудования и ошибок персонала. Исходным событием для возникновения такой аварии следует рассматривать неисправность схемы управления АР при критическом состоянии реактора с начальной мощностью ~ 1 Вт. В результате возникшей неисправности на силовой привод подается сигнал на извлечение АР с максимальной скоростью до верхнего концевика. При таком быстром извлечении стержня АР из активной зоны вводится положительная реактивность $\sim 0,2\%$ и реактор разгоняется с $T_e \sim 22$ с.

В качестве дополнительных отказов предполагается, что система АЗ не срабатывает ни по одному из шести приборов АЗ. Кроме того, на имеющиеся неисправности накладывается

ошибка инженера по управлению, не прекратившего разгон нажатием кнопки АЗ, сливом тяжелой воды из бака Б-1 активной зоны, переводом стержня АР в ручное управление и возвращением его в активную зону.

Анализ рассматриваемой ситуации показал, что тепловая мощность, которая будет достигнута через 7 мин после начала развития аварии, не превысит 3,0 МВт; вода в каналах разогреется до 100 °С и закипит, а вода в межканальном пространстве нагреется на 5...6 °С. Под действием отрицательных пустотного и температурного коэффициентов реактивности примерно через 7 мин после начала развития аварии начнется спад мощности реактора.

II. В качестве второй запроектной аварии рассматривается ситуация, при которой в критический реактор с решеткой 16, работающий на мощности ~ 100 Вт, вводится неконтролируемая положительная реактивность ~ 0,5 и 0,6 %. Одним из исходных событий для развития такой аварии служит неконтролируемое извлечение одного из технологических каналов.

Такая ситуация возможна в результате наложения целого ряда (более двух) неисправностей и ошибок персонала, а именно: неправильный контроль за радиационной обстановкой на реакторе (или его полное отсутствие), несрабатывание защиты (опускание ДП) при входе персонала в изолирующий домик, отсутствие контроля за уровнем мощности и наличием людей в домике с пульта и неконтролируемое извлечение одного из технологических каналов вошедшим персоналом.

Развитие аварии возможно только при несрабатывании системы АЗ по всем шести каналам. К перечисленным ошибкам персонала и отказам в системе АЗ добавляется ошибка инженера по управлению, не нажавшего кнопку АЗ и не слившего тяжелую воду из бака Б-1.

а) При вводе в активную зону реактивности + 0,5 % и последующем увеличении мощности реактора температура топливных блоков не превысит 105 °С – температуры начала поверхностного кипения тяжелой воды при нормальном давлении. Введенная положительная реактивность через $t = 40$ с после начала аварии скомпенсируется главным образом за счет нагревания воды в зазорах топливных каналов.

Максимальная мощность реактора при $t = 40$ с составит $3,25 \cdot 10^6$ Вт, мощность топливного канала ~ $4,5 \cdot 10^4$ Вт, тепловой поток на поверхности топливного блока $0,8 \cdot 10^4$ Вт/м². Далее происходят постепенный разогрев тяжелой воды и из-за отрицательного температурного эффекта снижение мощности реактора, которая в момент времени $t = 2000$ с составит $53 \cdot 10^3$ Вт, мощность одного ТВС ~ 715 Вт, тепловой поток на поверхности блока $1,3 \cdot 10^3$ Вт/м².

В конце процесса активная зона разогревается до температуры ~ 30 °С. При отсутствии стоков тепла из бака Б-1 во внешнюю среду такой разогрев приведет к дальнейшему увеличению подкритичности реактора за счет отрицательного температурного коэффициента реактивности, равного 0,04 %/°С. Окончательная остановка реактора должна быть осуществлена введением стержней АЗ, АР и ДП от кнопки "Сброс" и сливом тяжелой воды из Б-1 персоналом реактора, у которого имеется не менее 30 мин на принятие решения.

б) При введении в активную зону критсборки реактивности + 0,6 % вода во внутреннем зазоре топливного канала нагревается до температуры насыщения 100 °С. Температура топливного блока через $t = 25$ с составляет 109 °С и на короткое время ~ 20 с превысит температуру начала поверхностного кипения 105 °С. Далее происходит снижение мощности из-за отрицательных пустотного (выкипание тяжелой воды в щелях топливного канала) и температурного коэффициентов из-за нагрева тяжелой воды сначала в топливных каналах, а затем во всем объеме активной зоны.

Мощность топливного канала через 2000 с после возникновения аварийной ситуации равна ~ $65 \cdot 10^3$ Вт, тепловой поток на поверхности топливного блока ~ $1,2 \cdot 10^5$ Вт/м², при этом критсборка разогревается до температуры 30 °С. Окончательная остановка реактора осуществляется введением стержней АЗ, АР и ДП от кнопки "Сброс" и сливом тяжелой воды из Б-1 персоналом реактора, у которого имеется не менее 30 мин на принятие решения.

III. Радиационные последствия аварий. Во всех случаях активность испарившейся тяжелой воды в области “изолирующего домика” не превысит 0,007 Ки, а дозовые нагрузки в коридоре 2-го этажа перед пультовой не превысят величины 0,3 мЗв.

IV. Некоторые результаты анализа запроектных аварий. Протекание запроектных аварий показывает, что:

- рассмотренные аварийные ситуации прекращаются за счет отрицательных температурного и пустотного эффектов исследуемых размножающих решеток;
- расплавления твэлов и разгерметизации их оболочек не происходит, максимальная температура тяжелой воды не превышает 30 °С, поэтому аварийного отвода тепла не требуется;
- поскольку кипение замедлителя в активной зоне незначительно и повышение давления в “изолирующем домике” не может привести к его разгерметизации и тем более разрушению, то радиоактивные продукты за пределы “изолирующего домика” не выходят;
- для более надежного исключения выхода радиоактивных продуктов за пределы помещений реактора (в случае открытой двери в “изолирующий домик”) необходимо в случае возникновения аварийной ситуации отключить приточную и вытяжную системы вентиляции из помещения пультовой.

Из вышеизложенного следует, что рассмотренные запроектные аварии носят чисто локальный характер и их радиационные последствия ограничиваются помещением “изолирующего домика”.

7. Обеспечение ядерной безопасности при работе с экспериментальными устройствами

В качестве экспериментальных устройств на реакторе МАКЕТ применяются в большом количестве активационные детекторы, которые практически не вносят изменений в реактивность системы ($< 0,01\%$), и поэтому специальных мер для обеспечения ядерной безопасности при этом не требуется. При использовании экспериментальных устройств, влияющих на реактивность реактора, таких как камеры деления, счетчики, содержащие поглотители нейтронов, и т.д., перед установкой в активную зону проводится расчетная оценка их влияния на реактивность, что отражается в рабочей программе и программе на смену. Измерения активности активационных детекторов проводятся с соблюдением необходимых стандартных мер радиационной безопасности.

8. Программа экспериментов на реакторе МАКЕТ на 2005 – 2007 гг.

8.1. Экспериментальные исследования с физической моделью бланкета ЭЛЯНГ на реакторе МАКЕТ

Целью экспериментов является обоснование ядерной безопасности и проектных нейтронно-физических параметров бланкета создаваемого в ИТЭФ электроядерного генератора нейтронов.

В процессе проведения экспериментальных исследований будут определены пространственно-энергетические распределения нейтронных полей и динамические параметры физической модели бланкета ЭЛЯНГ, выполнена оценка реактивности элементов физической модели. Полученные прецизионные данные о нейтронно-физических параметрах тяжеловодных размножающих решеток, работающих в стационарном и импульсном режимах, будут использованы для тестирования программных комплексов, применяемых для физического расчета электроядерных установок. Экспериментальные данные о поведении нейтронного поля во времени будут использованы для разработки методики контроля подкритичности бланкета ЭЛЯНГ, работающего в импульсном режиме, что послужит основой для разработки штатной СУЗ ЭЛЯНГ.

Для проведения экспериментальных исследований на реакторе МАКЕТ будет сформирована физическая модель бланкета ЭЛЯНГ с шагом 110 мм. При проведении импульсных экспериментов в решетку будет установлен импульсный генератор нейтронов ИНГ-03М (интенсивность 10^{10} н/с). В различных точках физической модели будут размещены каналы с датчиками контроля нейтронного поля, чувствительными к разным областям энергии нейтронов. Измерения нейтронного поля во времени будут выполняться при различных уровнях подкритичности сборки и частоте следования нейтронных импульсов.

8.2. Контроль ядерных материалов в действующих установках

Целью эксперимента является создание измерительного комплекса для контроля ядерных материалов в реальном времени в действующих реакторных установках. В ходе проведения работ будут разработаны методика контроля ядерных материалов в размножающих решетках; измерительная аппаратура для регистрации необходимых нейтронно-физических параметров размножающих решеток; программное обеспечение для управления измерительной аппаратурой, обработки результатов измерений и вычисления функционалов, однозначно связанных с количеством ядерных материалов в исследуемых решетках.

Выполнение межправительственных соглашений по нераспространению ядерных материалов (ЯМ) привело к широкому внедрению систем учета и контроля (СУиК) на объектах ядерной энергетики. Внедряемые в настоящее время СУиК обеспечивают, как правило, достаточно надежный контроль в большинстве технологических процессов обращения с ЯМ (изготовление, использование, хранение). Однако в некоторых случаях новые СУиК недостаточно эффективны. Одним из таких примеров может служить контроль за использованием ЯМ на критических и подкритических стендах, а также в РНМ.

Характер применения ЯМ на таких установках и их эксплуатационные особенности приводят к тому, что используемые ЯМ обладают недостаточно высокой степенью защищенности, что обусловлено следующими факторами:

- в качестве ЯМ применяется практически "чистое" с радиационной точки зрения топливо, так как уровень нейтронного потока в месте его размещения в установках такого класса достаточно мал;
- исходя из специфики работы с ЯМ на установках, требующей высокой частоты и мобильности при перегрузках топлива в исследуемые решетки, доступ к ЯМ достаточно свободен; хотя существуют различные барьеры с точки зрения физической защиты, но для обслуживающего персонала эти барьеры преодолимы;
- наличие большого количества сотрудников, участвующих в работах, требует в реальном времени осуществления контроля за ЯМ, загруженными в установки такого класса.

Для решения поставленной задачи предлагается использовать традиционный метод импульсного нейтронного источника.

На реакторе МАКЕТ будет сформировано несколько модификаций тяжеловодных размножающих решеток. Вблизи активной зоны установки с загруженным топливом располагается импульсный генератор нейтронов ИНГ-03М. После введения в сборку нейтронного импульса регистрируется отклик активной зоны в определенных точках сборки с применением каналов контроля нейтронного поля, работающих в режиме временного анализа. По результатам анализа формы нейтронного поля во времени делается вывод о количестве ЯМ в активной зоне установки. При выполнении работ будут:

- исследованы различные функционалы, однозначно связанные с подкритичностью размножающих решеток; исследования предполагается проводить с размножающими решетками различных геометрии и состава;
- выполнен анализ зависимостей полученных функционалов от подкритичности исследуемых решеток, что позволит сделать выбор наиболее информативного функционала, который наиболее адекватно характеризует количество ЯМ в решетке;

- разработана и создана измерительная аппаратура для регистрации нейтронно-физических параметров, необходимых для вычисления функционала;
- разработано необходимое программное обеспечение для обработки результатов измерений, вычисления функционала и управления измерительной аппаратурой.

В результате будет создан измерительный комплекс, осуществляющий контроль ЯМ в действующих установках в реальном времени.

8.3. Экспериментальные исследования нейтронно-физических параметров тяжеловодных размножающих решеток новых перспективных установок для наработки изотопной продукции

Целью эксперимента является обоснование ядерной безопасности и проектных нейтронно-физических параметров активных зон создаваемых новых реакторных установок для наработки изотопной продукции. В ходе проведения работ будут определены пространственно-энергетические распределения нейтронных полей в исследуемых решетках; оценены реактивность элементов активной зоны и эффекты реактивности исследуемых решеток; получены прецизионные нейтронно-физические параметры тяжеловодных размножающих решеток, необходимые для тестирования программных комплексов, применяемых для физического расчета тяжеловодных реакторных установок.

Повышенные требования к ядерной безопасности реакторных установок и конверсия оружейной промышленности, связанная с возрастающими потребностями изотопной продукции для мирного использования в народном хозяйстве, требуют создания новых более эффективных и безопасных изотопных реакторов. Создание на реакторе МАКЕТ физической модели нового изотопного реактора существенно повысит эффективность работ по подготовке рабочего проекта новой установки и вводу ее в эксплуатацию, что даст большой экономический эффект. Применение физической модели на реакторе МАКЕТ в качестве установки сопровождения изотопного реактора после ввода его в эксплуатацию позволит оперативно выполнять исследования новых режимов работы реактора, что обеспечит высокую ядерную безопасность его эксплуатации.

Для решения поставленной задачи будет осуществлена модернизация технологических систем реактора МАКЕТ с целью создания на его базе физической модели изотопного реактора. На физической модели будут выполнены широкомасштабные экспериментальные исследования нейтронно-физических параметров изотопного реактора: критических параметров модификаций решеток физической модели; реактивности элементов решеток; температурного эффекта реактивности решеток; пространственно-энергетических микро- и макро-распределений плотности потока нейтронов в исследуемых решетках, а также распределений нейтронно-физических функционалов.

8.4. Экспериментальные исследования нейтронно-физических параметров тяжеловодных уран-ториевых решеток

Целью эксперимента является наработка банка прецизионных экспериментальных данных для тестирования и верификации расчетных программ, используемых для расчета U-Th топливного цикла. В последние годы возобновился интерес к уран-ториевому топливному циклу. В ряде работ LANL в рамках проекта ABC ториевый цикл предлагается для дожигания радиоактивных долгоживущих отходов атомной энергетики. Такое внимание к торию обусловлено главным образом двумя причинами:

- его потенциальными возможностями резко снизить радиационную токсичность от долгоживущих отходов (особенно для циклов на жидком ядерном топливе);
- возможностью создания ядерной энергетики с “бесконечным” ресурсом топлива (аналогично быстрым реакторам на U-Pu цикле).

Особый интерес представляют тяжеловодные установки с уран-ториевым циклом, позволяющие создать тепловые реакторные установки-размножители с высоким уровнем воспроизводства и возможностью наработки ^{233}U высокой кондиции. Составной частью создания реакторных установок нового типа служит развитие методов расчета ядерных реакто-

ров. Существующие ЭВМ-программы, применяемые для расчета тяжеловодных размножающих систем, показали, что существуют определенные проблемы как в библиотеках групповых констант, так и математических моделях, реализованных в данных программах. Это обстоятельство вызывает необходимость создания библиотеки тестовых прецизионных моделей тяжеловодных размножающих решеток.

Одним из шагов, направленных на решение этой задачи, является предлагаемая программа прецизионных экспериментальных исследований нейтронно-физических и эксплуатационных параметров тяжеловодных U-Th размножающих решеток на реакторе МАКЕТ. Для наработки банка экспериментальных данных о U-Th тяжеловодных размножающих решетках на реакторе МАКЕТ предполагается выполнить следующие экспериментальные исследования:

- критических параметров исследуемых решеток;
- реактивности элементов решеток;
- параметра dp/dh (изменение реактивности решетки, связанное с изменением уровня тяжелой воды в баке активной зоны);
- температурного эффекта реактивности решеток;
- пространственно-энергетических микро- и макрораспределений плотности потока нейтронов в исследуемых решетках и распределений нейтронно-физических функционалов;
- распределений скоростей $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ реакции по объему активной зоны и в полиячейках исследуемых решеток.

Результатом планируемых экспериментальных исследований будет набор прецизионных данных для тестирования и верификации расчетных программ, используемых для расчета U-Th топливного цикла. На сформированных решетках будут выполнены широкомасштабные экспериментальные исследования их нейтронно-физических параметров.

8.5. Испытание и введение в эксплуатацию многоканального измерителя реактивности с высокими функциональными возможностями для тяжеловодных размножающих решеток

Целью эксперимента является испытание разработанного сотрудниками реактора МАКЕТ измерительного комплекса непрерывного контроля в реальном времени за реактивностью тяжеловодных реакторных установок.

Необходимым компонентом современной СУЗ является вычислитель реактивности – реактиметр, позволяющий в режиме реального времени получать в легко воспринимаемой форме информацию, характеризующую размножающие свойства активной зоны. В настоящее время в ИТЭФ ведутся работы по созданию многоканального измерителя реактивности с высокими функциональными возможностями для тяжеловодных размножающих решеток. Использование тяжелой воды обуславливает специфические особенности методики измерения реактивности из-за наличия фотонейтронов. На данный момент изготовлен “пилотный” вариант измерителя реактивности КИР-4 (с четырьмя каналами измерения реактивности). Испытания реактиметра на реакторе МАКЕТ и промышленной установке продемонстрировали его высокие эксплуатационные характеристики и показали, что существует принципиальная возможность повысить точность и достоверность результатов измерения реактивности решетки в $\sim 5 \dots 7$ раз. Дальнейшая модернизация измерительного комплекса, направленная на повышение достоверности результатов измерения, определяется разработкой методики учета эффектов возмущения нейтронного поля решетки, обусловленного локальным введением реактивности.

Существуют два способа решения этой проблемы: увеличение числа независимых каналов измерения; привлечение методов математического моделирования возмущения нейтронного поля решетки, обусловленного локальным введением реактивности. Для решения этой задачи на реакторе МАКЕТ необходимо выполнить экспериментальные исследования, которые позволят разработать необходимые методики коррекции вычислений реактивности,

выполненных реактиметром, с учетом локальных эффектов деформации нейтронного поля решеток. После всесторонней проверки измерительного комплекса на реакторе МАКЕТ будет дано заключение о возможности применения его в качестве элемента штатной СУЗ. Разрабатываемый измерительный комплекс непрерывного контроля в реальном времени за реактивностью тяжеловодных реакторных установок не имеет аналогов в мире.

Для проведения экспериментальных исследований на реакторе МАКЕТ будут сформированы несколько модификаций тяжеловодных решеток, в активной зоне которых будут размещены экспериментальные каналы для датчиков контроля нейтронного поля измерительного комплекса КИР. Локальное возмущение нейтронного поля в исследуемых решетках будут создавать штатные рабочие органы реактора МАКЕТ, имеющие приводы дистанционного управления. Локальное возмущение нейтронного поля в исследуемых решетках будет фиксироваться датчиками контроля нейтронного поля измерительного комплекса КИР, расположенными на разном расстоянии от возмущенной области.

Результаты экспериментальных исследований будут математически промоделированы с использованием расчетных комплексов. По результатам анализа расчетных и экспериментальных исследований будет разработана методика коррекции вычисления реактивности с учетом локальных эффектов распределения нейтронного поля решеток и апробацией в экспериментах по определению реактивности элементов активной зоны реактора МАКЕТ.

Заключение

1. Конструктивные особенности реактора МАКЕТ позволяют проводить на нем исследования нейтронно-физических характеристик решеток тяжеловодных реакторов различных конструкции и назначения.

2. Компонировка помещений и оборудования реактора обеспечивают возможность надежной и безаварийной эксплуатации и проведения экспериментальных исследований в полном соответствии с требованиями органов надзора.

3. Конструкция реактора обеспечивает надежность и прочность его элементов, исключает возможность изменения его геометрии.

4. Конструкция реактора обеспечивает возможность исследования критических и подкритических тяжеловодных решеток различного состава и геометрии с целью наработки прецизионных данных для проверки и коррекции расчетных программ и оценки эффектов, обусловленных локальными неоднородностями решеток.

5. Система управления и защиты полностью обеспечивает ядерную безопасность реактора. Дополнительная защита реактора обеспечивается сливом D_2O .

6. При проведении экспериментов критическое состояние будет достигаться только при полностью извлеченных стержнях АЗ и ДП, следовательно, запас реактивности на управление реактором равен весу стержня АР (0,2 %).

7. Наиболее тяжелая запроектная (гипотетическая) авария приводит к кратковременному достижению максимальной мощности критсборки не более 3,5 МВт, не приводящему к увеличению температуры D_2O более 30 °С и переоблучению персонала.

8. Температурный и пустотный коэффициенты реактивности, обусловленные нагревом D_2O и ее кипением в щелях топливных каналов, компенсируют при неуправляемом разгоне реактивность 0,6 % без расплавления ТВС.

9. Защита реактора обеспечивает безопасную дозиметрическую обстановку в условиях нормальной эксплуатации и аварийных ситуациях.

Авторы считают своим долгом выразить благодарность сотрудникам ИТЭФ, сыгравшим большую роль в создании и обеспечении безопасной эксплуатации реактора МАКЕТ, – это Владимирский В.В., Григорян Р.А., Караваев Г.Н., Мухамедов Д.М., Меджибовский

Б.А., Кукушкин Ю.А., Кочуров Б.П., Ушаков Ю.В., Гаврилин Н.Д., Копрук А.П., Федичкин А.А., Балан В.И., Ишунин В.А. а также сотрудники возглавлявшихся ими подразделений.
117259, Москва, Б. Черемушкинская ул., 25; контактный тел.: 129-97-58; факс: 127-05-43;
e-mail: olkh@itep.ru

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Казарицкий В.Д., Шведов О.В.* Сравнение расчетов с экспериментами по определению физических характеристик критборки реконструированного реактора ТВР ИТЭФ. Препринт ИТЭФ № 48, 1975.
2. *Бургов Н.А., Шведов О.В., Белкин В.Ф. и др.* Физический пуск реактора КС-150 АЭС А-1 (ЧССР). Эксперименты, выполненные при физпуске и их результаты // J.Energie (CSSR), 1975, v. 21, № 4, p. 126.
3. *Белкин В.Ф., Шведов О.В.* Распределение плотности тепловых нейтронов в каналах стенда тяжеловодного реактора с прутковыми твэлами // J. Energie (CSSR), 1962, v.10, № 8, p. 343.
4. *Грон М., Воржишек М.* Чехословацкий тяжеловодный реактор нулевой мощности // Атомная энергия, 1975, т. 38, вып. 4. – С. 208.
5. *Гаврилов С.А., Караваяев Г.Н.* Реконструкция реактора ТВР ИТЭФ. / Труды II Женевской конф. по мирному использованию атомной энергии, т. 2. – М.: Атомиздат, 1959. – С. 266.
6. *Иоффе Б.Л., Шведов О.В.* Тяжеловодные реакторы и ядерные установки в СССР и России: прошлое, настоящее и будущее // Атомная энергия, апрель 1999, т. 86, вып. 4. – С. 310–314.
7. *Шведов О.В., Изумнов М.М., Балуок С.А. и др.* Экспериментальные исследования высотных распределений скоростей $^{63}\text{Cu}(n, \gamma)$ реакций в модели активной зоны реактора ТВР-М. Препринт ИТЭФ № 38, 1989.
8. *Шведов О.В., Изумнов М.М., Балуок С.А. и др.* Экспериментальные исследования азимутально-радиальных распределений скоростей $^{63}\text{Cu}(n, \gamma)$ реакций в модели активной зоны реактора ТВР-М. Препринт ИТЭФ № 39, 1989.
9. *Шведов О.В., Изумнов М.М., Балуок С.А. и др.* Экспериментальные исследования влияния горизонтальных экспериментальных каналов на нейтронное поле в модели активной зоны исследовательского реактора ТВР-М. Препринт ИТЭФ № 40, 1989.
10. *Titarenko Yu.E., Shvedov O.V., Karpikhin E.I. et al.* Experimental Determination and Simulation of the Reactivity Effects and Reaction Rate Sensitivity to Different Ranges of Neutron Energy in Homogeneous Heavy Water Solutions of Thorium // Nuclear Science and Engineering, 1998, v. 130, № 2, p. 165 – 180.
11. *Titarenko Yu.E., Shvedov O.V., Karpikhin E.I. et al.* Experimental Determination of the Resonance Integral for ^{237}Np in a Heavy Water Solution // Nuclear Science and Engineering, 1999, v. 131, № 1, p. 96 – 106.
12. *Шведов О.В., Изумнов М.М., Титаренко Ю.Е., Карпихин Е.И.* Экспериментальное определение и расчетное моделирование эффектов реактивности и скоростей реакций, чувствительных к различным областям энергетического спектра нейтронов в гомогенных тяжеловодных ториевых растворах // ВАНТ. Серия: Физика атомных реакторов, ТИЯС-Х1, спец. выпуск, 1997. – С. 205 – 214.
13. *Shvedov O.V., Murin B.P., Kochurov B.P. et al.* Joint United States/Russian Pu study. Weapon Pu in Accelerator Driven Power System. September 1996, pp. A1 – A60.

Статья поступила в редакцию 30 октября 2004 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 3, с. 74 – 105.

СОДЕРЖАНИЕ

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

<i>Митенков Ф.М., Сивков Р.А.</i> О взаимосвязи барометрического и температурного коэффициентов реактивности водо-водяного реактора нулевой мощности (высокотемпературного критического стенда)	3
---	---

МЕТОДЫ РАСЧЕТА И РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

<i>Паньгин А.В., Писарев П.В.</i> К вопросу о моделировании систем с переменными свойствами среды с использованием метода Монте-Карло	7
<i>Пляшкевич В.Ю., Проселков В.Н., Сидоренко В.Д.</i> Компенсация содержания ^{234}U и ^{236}U в топливе из регенерированного урана	13

МАТЕМАТИЧЕСКИЕ МОДЕЛИ И ПРОГРАММЫ ДЛЯ ЭВМ

<i>Емельяненко В.В., Жукавин А.П., Именин В.В., Крошилин А.Е., Крошилин В.Е., Ковалевич А.О., Майданик В.Н., Просвирнов А.А., Селезнев Е.Ф., Сычев Р.Г., Федоров И.В., Фукс Р.Л.</i> Опыт создания комплексных математических моделей для анализа нестационарных режимов работы АЭС	20
<i>Веселов А.М., Зимин В.Г., Корсун А.С., Меринов И.Г., Романин С.Д., Харитонов В.С., Щукин Н.В.</i> Программный комплекс SKETCH-THENUSO для моделирования активных зон реакторов с жидкометаллическим теплоносителем	41
<i>Клименко А.В.</i> Компьютерный комплекс оптимизационных программ (код "TOBAS")	51

АННОТАЦИИ ПРОГРАММ, АТТЕСТОВАННЫХ ГОСАТОМНАДЗОРОМ РФ

Программа NusMA	57
Программа SC-1	62
Программа МОРАВА-Н2	65
Программа SO3D_	71

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РЕАКТОРЫ

<i>Шведов О.В., Боровлев С.П., Волков Е.Б., Гладких Н.Г., Дядин Ю.В., Игумнов М.М., Конев В.Н., Кушнерев Ю.Т., Легостаев В.О., Попков В.Н., Рязжский В.И., Чернявский Е.В.</i> Тяжеловодный реактор нулевой мощности МАКЕТ ИТЭФ	74
---	----

CONTENTS

EXPERIMENTAL INVESTIGATIONS

<i>Mitenkov F.M., Sivkov R.A.</i> On interrelation of barometric and temperature reactivity coefficients of zero power LWR (high temperature critical test facility).....	3
---	---

CALCULATION METHODS AND INVESTIGATIONS

<i>Pangin A.V., Pisarev P.V.</i> Modeling of systems with variable medium properties by the Monte-Carlo method	7
<i>Plyashkevich V.Yu., Proselkov V.N., Sidorenko V.D.</i> The concentration compensation of ^{234}U and ^{236}U in the fuel of reclaimed uranium	13

MATHEMATICAL MODELS AND CODES

<i>Emelianenko V.V., Zhukavin A.P., Imenin V.V., Kroshilin A.E., Kroshilin V.E., Kovalevich A.O., Maydanik V.N., Prosvirnov A.A., Seleznev E.F., Sychev R.G., Fedorov I.V., Fuks R.L.</i> Experience in creation of the complex mathematical models for the analysis of the transient modes for NPP operation	20
<i>Veselov A.M., Zimin V.G., Korsun A.S., Merinov I.G., Romanin S.D., Kharitonov V.S., Shchukin N.V.</i> Computer code SKETCH-THEHYCO for the modeling of a liquid metal reactor core	41
<i>Klimenko A.V.</i> The "TOBAS" optimization computer code	51

ABSTRACTS OF THE CODES CERTIFIED BY GOSATOMNADZOR

The NucMA code	57
The SC-1 code	62
The MORAVA-H2 code.....	65
The SO3D_ code	71

RESEARCH REACTORS

<i>Shvedov O.V., Borovlev S.P., Volkov E.B., Gladkikh N.G., Dyadin Yu.V., Igumnov M.M., Konev V.N., Kushnerev Yu.T., Legostaev V.O., Popkov V.N., Ryazhsky V.I., Chernyavsky E.V.</i> Zero power heavy water reactor MAKET ITEP.....	74
--	----

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 А4 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 на русском и английском языках (не более 10 строк каждая); текст; список литературы; рисунки; подрисуночные подписи (на отдельном листе).

2. Статья должна также предоставляться обязательно в виде электронной версии обычным шрифтом № 11 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 четким. 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, включенные 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. Таблицы печатаются в общем тексте после первой ссылки.

5. Формулы и буквенные обозначения величин должны быть размечены и сразу расшифрованы. 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 редакторе Equation 3.0 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 , км^2 и

т.д.), греческие буквы вставляются через Меню *Вставка* → *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. На обороте каждого рисунка указываются фамилии авторов, название статьи, номер рисунка, обозначения верха и низа. Внутренние надписи на рисунках набираются шрифтом № 10. Внизу каждого рисунка должны быть приведены его номер и подрисуночная подпись шрифтом № 10. 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* в черно-белом цвете (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 "Библиографическое описание документа" (ГОСТ 7: 1-2003), в частности, необходимо указать :

а) для журнальных статей – фамилии и инициалы авторов (не менее трех первых), название статьи, название журнала (без кавычек), год, том, выпуск, номер, страницы;

б) для книг – фамилии и инициалы 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 ученой степени написана диссертация, место и год защиты;

г) для препринтов – фамилии и инициалы авторов, название препринта, наименование издающей организации, шифр и номер, место и год издания;

д) для патентов – фамилии и инициалы авторов, название патента, страну, номер и класс патента, дату и год заявления и опубликования патента;

е) для отчетов – фамилии и инициалы авторов, название отчета, инвентарный №, наименование организации, год выпуска;

ж) для электронных источников – полный электронный адрес, позволяющий обратиться к публикации.

9. В конце текста перед списком литературы указываются контактный телефон и, желательно, адрес электронной почты.

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

С е р и я: Физика ядерных реакторов

Выпуск 3

Ответственный за выпуск **С.М. Зарицкий**

Редактор **В.В. Пчелин**

Подписано в печать 25.01.06. Формат 70×108/16
Печать офсетная. Усл. печ. л. 12,0. Уч.-изд. л. 14,0. Тираж 250. Индекс 3646. 11 статей. Заказ 14
Распространяется бесплатно

Отпечатано в Российском научном центре "Курчатовский институт"
123182, Москва, пл. Академика Курчатова

ISSN 0205—4671. Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 3, 1—108