

УДК 621.039.586

## МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ РАЗГОНА РЕАКТОРА НА МГНОВЕННЫХ НЕЙТРОНАХ

**М.В. Кашцев, И.А. Кузнецов**

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



Разработана математическая модель процессов разгона реактора на мгновенных нейтронах. Модель реализована в программе ANPEX, которая позволяет рассчитать развитие аварии при возникновении вторичной критичности в расплавленной активной зоне. Дано описание результатов тестирования программы и расчета стадии мгновенной критичности с помощью кода ANPEX для реактора БН-600.

**Ключевые слова:** быстрый реактор, математическая модель, баланс энергии, энерговыделение, лагранжева частица, реактивность, тяжелая авария, уравнение состояния.

**Key words:** fast reactor, mathematical model, energy balance, energy release, Lagrangian cell, reactivity, severe accident, equation of state.

### ВВЕДЕНИЕ

При обосновании безопасности реактора БН может возникнуть необходимость определения количества энергии, выделяющейся при неконтролируемом аварийном росте реактивности. Важнейшей задачей является расчет напряженно-деформированного состояния корпусов реакторов в условиях запроектной аварии. При запроектных авариях динамическое нагружение корпуса может происходить при возникновении вторичной критичности в разрушенной активной зоне (АЗ) и соответственно при большом импульсе энерговыделения, приводящем к плавлению и испарению части топлива.

Для анализа аварии с разгоном реактора на мгновенных нейтронах требуется совместное решение уравнений термодинамики, гидродинамики и нейтронной кинетики. У истоков решения рассматриваемой задачи находится широко известный метод Бете-Тайта, имеющий различные модификации [1]. Первые расчеты, проведенные в аналитической форме Бете и Тайтом, были нацелены на ориентировочную оценку максимально возможного количества энергии, выделяемого при разрушении АЗ. Несмотря на множество допущений, принятых в расчете, полученные результаты стали основой для детальных исследований аварийных процессов.

Развитие вычислительной техники обусловило переход к численному решению задачи. Удалось отказаться от некоторых упрощающих предположений, снизить степень консервативности результатов расчета, что является вполне оправданным по отношению к расчетному анализу тяжелых запроектных аварий.

© М.В. Кашцев, И.А. Кузнецов, 2012

Отечественные программы, предназначенные для расчета энерговыделения в реакторе при разгоне его на мгновенных нейтронах, были разработаны более тридцати лет назад и использовались для анализа тяжелых аварий в процессе проектирования отечественных реакторов на быстрых нейтронах. Описание соответствующих математических моделей содержится, в основном, в работах ГНЦ РФ-ФЭИ и РНЦ «КИ». Отечественные программы позволяли рассчитывать энерговыделение в реакторе при вводе избыточной реактивности с заданной скоростью, и все были одномерными.

Решению рассматриваемой задачи посвящены зарубежные программы MAX, ODEXCO, VENUS, MARS, POOL, KADIS [2]. При создании вычислительной программы, предназначенной для расчета разгона реактора на мгновенных нейтронах, был учтен опыт разработки перечисленных программ.

Для расчета энерговыделения в реакторе при разгоне его на мгновенных нейтронах был создан код ANPEX [3] (сокращение от английских слов analysis of power excursions), в математической модели которого движение материалов реактора описывается в двумерной геометрии. Математическая модель программы, результаты ее тестирования и результаты расчета для реактора БН-600 описаны ниже.

### НЕЙТРОННАЯ КИНЕТИКА

Для описания нейтронной кинетики реактора используется пространственно-независимая модель. Уравнения точечной кинетики имеют вид

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho^* - \beta}{l} n + \sum_{i=1}^I \lambda_i C_i, \quad (1)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i n}{l} - \lambda_i C_i \quad (i = 1, 2, \dots, I) \quad (2)$$

с начальными условиями

$$n(0) = 1; C_i(0) = C_i^0,$$

где  $n$  – безразмерная плотность нейтронов;  $l$  – время жизни мгновенных нейтронов;  $\rho^*$  – реактивность;  $\beta$  – эффективная доля запаздывающих нейтронов;  $\beta_i$  – эффективная доля запаздывающих нейтронов  $i$ -й группы;  $\lambda_i$  – постоянная распада осколков деления, излучающих запаздывающие нейтроны  $i$ -й группы;  $C_i$  – безразмерная концентрация ядер-предшественников запаздывающих нейтронов  $i$ -й группы;  $C_i^0$  обычно находятся из расчета предшествующей стадии аварии.

Для решения уравнений (1) и (2) используется метод Каганова. В работе [4] Каганов получил решение уравнений точечной кинетики для функции  $n(t)$  в виде

$$n(\tau) - n^k = \int_0^\tau \frac{\rho^* n}{l} dt' - \sum_{i=1}^I \frac{\beta_i}{l} \int_0^\tau e^{-\lambda_i(\tau-t')} n dt' + \sum_{i=1}^I C_i^k (1 - e^{-\lambda_i \tau}),$$

где  $n(0) = n^k$ ;  $C_i(0) = C_i^k$ ;  $t' = t - t^k$ ;  $\tau$  – временной интервал.

В зависимости от характера аппроксимации  $n(t)$  можно вывести различные расчетные формулы. В данной работе использовалась аппроксимация вида

$$n = n^k + a_1 t' + a_2 (t')^2$$

Для определения  $a_1$  и  $a_2$  применялись условия

$$\text{при } \tau = \Delta t^{k+1} \quad n(\tau) = n^{k+1} \quad \text{и при } \tau = \frac{\Delta t^{k+1}}{2} \quad n(\tau) = n^{k+\frac{1}{2}} = \frac{n^{k+1} + n^k}{2}.$$

В результате получена расчетная формула для нахождения относительной плотности нейтронов на следующем временном шаге

$$n^{k+1} = \frac{n^k \Delta + \hat{F}}{R},$$

где

$$\hat{F} = \left( F_v^{k+1} D_2^{k+\frac{1}{2}} - F_v^{k+\frac{1}{2}} D_2^{k+1} \right) \Delta t^{k+1} + \left( D_1^{k+1} F_v^{k+\frac{1}{2}} - D_1^{k+\frac{1}{2}} F_v^{k+1} \right) (\Delta t^{k+1})^2,$$

$$R = \Delta + \left( \frac{D_2^{k+1}}{2} - D_2^{k+\frac{1}{2}} \right) \Delta t^{k+1} + \left( D_1^{k+\frac{1}{2}} - \frac{D_1^{k+1}}{2} \right) (\Delta t^{k+1})^2; \quad \Delta = D_1^{k+1} D_2^{k+\frac{1}{2}} - D_1^{k+\frac{1}{2}} D_2^{k+1},$$

$$D_1^{k+1} = \frac{\rho^{*k+\frac{1}{2}} (\Delta t^{k+1})^2}{2l} - \sum_{i=1}^I \frac{\beta_i}{l\lambda_i} \left( \Delta t^{k+1} - \frac{1}{\lambda_i} (1 - e^{-\lambda_i \Delta t^{k+1}}) \right),$$

$$D_2^{k+1} = \frac{\rho^{*k+\frac{1}{2}} (\Delta t^{k+1})^3}{3l} - \sum_{i=1}^I \frac{\beta_i}{l\lambda_i} \left( (\Delta t^{k+1})^2 - \frac{2\Delta t^{k+1}}{\lambda_i} + \frac{2}{\lambda_i^2} (1 - e^{-\lambda_i \Delta t^{k+1}}) \right),$$

$$D_1^{k+\frac{1}{2}} = \frac{\rho^{*k+\frac{1}{2}} (\Delta t^{k+1})^2}{8l} - \sum_{i=1}^I \frac{\beta_i}{l\lambda_i} \left( \frac{\Delta t^{k+1}}{2} - \frac{1}{\lambda_i} \left( 1 - e^{-\lambda_i \frac{\Delta t^{k+1}}{2}} \right) \right),$$

$$D_2^{k+\frac{1}{2}} = \frac{\rho^{*k+\frac{1}{2}} (\Delta t^{k+1})^3}{24l} - \sum_{i=1}^I \frac{\beta_i}{l\lambda_i} \left( \frac{(\Delta t^{k+1})^2}{4} - \frac{\Delta t^{k+1}}{\lambda_i} + \frac{2}{\lambda_i^2} \left( 1 - e^{-\lambda_i \frac{\Delta t^{k+1}}{2}} \right) \right),$$

$$F_v^{k+1} = -n^k \left( 1 + \frac{\rho^{*k+\frac{1}{2}} \Delta t^{k+1}}{l} \right) + \sum_{i=1}^I \left( \frac{\beta_i n^k}{l\lambda_i} - c_i^k \right) (1 - e^{-\lambda_i \Delta t^{k+1}}),$$

$$F_v^{k+\frac{1}{2}} = -n^k \left( \frac{1}{2} + \frac{\rho^{*k+\frac{1}{2}} \Delta t^{k+1}}{2l} \right) + \sum_{i=1}^I \left( \frac{\beta_i n^k}{l\lambda_i} - c_i^k \right) \left( 1 - e^{-\lambda_i \frac{\Delta t^{k+1}}{2}} \right),$$

где  $\Delta t^{k+1} = t^{k+1} - t^k$ ;  $\rho^{*k+\frac{1}{2}} = \frac{\rho^{*k} + \rho^{*k+1}}{2}$ .

Предполагается, что пространственное распределение энерговыделения для данной лагранжевой частицы с учетом ее деформации может быть выражено как

$$Q(r(t), z(t), t) = n(t) \psi_0(r(0), z(0)) v_0(r, z) / v(r, z, t),$$

где  $\psi_0$  – функция, которая не зависит от времени и определяет начальное пространственное распределение энерговыделения в реакторе;  $v_0$  – начальный удельный объем данной частицы,  $v$  – текущее значение удельного объема частицы;  $r, z$  – эйлеровы координаты узла деформируемой координатной сетки, определяющей границы лагранжевых частиц;  $t$  – время.

### БАЛАНС ЭНЕРГИИ

Уравнение баланса энергии имеет вид

$$\Delta E(r, z, t) = -P(r, z, t) \rho(r, z, t) \Delta v(r, z, t) + \Delta Q(r, z, t),$$

где  $\Delta E(r, z, t)$  – изменение внутренней энергии на единицу объема частицы жид-

кости в течение интервала времени  $\Delta t$ ;  $\Delta v(r, z, t)$  – изменение ее удельного объема  $\left(v = \frac{1}{\rho}\right)$  за время  $\Delta t$ ;  $\Delta Q(r, z, t)$  – ядерная энергия, освобождаемая за время  $\Delta t$ ;  $P(r, z, t)$  – давление.

### УРАВНЕНИЕ СОСТОЯНИЯ

Уравнение состояния, выражающее зависимость давления от энергии, дает давление паров вещества как функцию температуры. Общий вид такого уравнения

$$p(r, z, t) = A \exp \left[ B + \frac{C}{T(r, z, t)} + D \ln T(r, z, t) \right], \quad (3)$$

где  $A$ ,  $B$ ,  $C$  и  $D$  являются параметрами аппроксимации.

Оценки давления в чисто жидком состоянии можно получить на основании [5], используя зависимость плотности топлива от температуры. Плотность жидкости может быть выражена как

$$\rho = \rho_0 (1 - \alpha(T - T_0)), \quad (4)$$

где  $\rho_0$  – плотность жидкости при температуре плавления;  $\alpha$  – температурный коэффициент объемного расширения при температуре плавления. Уравнение (4) позволяет определить температуру отклонения от линии насыщения

$$T_d = \left( 1 - \frac{\rho}{\rho_0} \right) \frac{1}{\alpha} + T_0, \quad (5)$$

где  $\rho$  – плотность топлива.

Если топливная система – жидкая, предполагается, что наклон кривой давление-температура постоянен для данной плотности топлива:

$$\left( \frac{\partial p}{\partial T} \right)_\rho = f(\rho).$$

Зависимость давления от температуры в области жидкого топлива может быть записана как

$$p = \left( \frac{\partial p}{\partial T} \right)_\rho (T - T_d) + p_d,$$

где  $\left( \frac{\partial p}{\partial T} \right)_\rho$  и  $T_d$  определяются согласно [6] и уравнением (5) соответственно,  $p_d$  – давление паров топлива при температуре  $T_d$ , рассчитываемое по формуле (3).

### ГИДРОДИНАМИКА

Уравнение сохранения массы записывается как

$$\rho = \rho_0 \cdot \frac{\overline{\Delta V}_0}{\Delta V}, \quad (6)$$

где  $\rho$  – плотность;  $\overline{\Delta V}$  – объем фиксированной массы материала;  $\rho_0$  и  $\overline{\Delta V}_0$  – значения  $\rho$  и  $\overline{\Delta V}$  в момент времени  $t = 0$ . Таким образом, задав метод расчета объема лагранжевой массы, изменяющегося вследствие перемещения ее границ, можно использовать уравнение (6) для определения плотности  $\rho$ .

Уравнения сохранения количества движения имеют вид

$$\dot{u} \equiv \ddot{r} = -\frac{1}{\rho} \cdot \frac{\partial P}{\partial r}, \quad \dot{v} \equiv \ddot{z} = -\frac{1}{\rho} \cdot \frac{\partial P}{\partial z},$$

где  $P = p + q$ ;  $p$  – давление, рассчитанное из уравнения состояния;  $q$  – псевдовязкое давление.

Псевдовязкое давление определяется уравнением [7]

$$\begin{cases} q = \frac{1,44 A \rho_0^2}{v} \left( \frac{dv}{dt} \right)^2, & \text{если } \frac{dv}{dt} < 0, \\ q = 0, & \text{если } \frac{dv}{dt} \geq 0, \end{cases}$$

где  $A$  – площадь ячейки.

Граничные условия, используемые в программе ANPEX:

- материал на оси симметрии движется только в аксиальном направлении;
- разработано и применяется в расчетах новое граничное условие, которое основано на втором законе Ньютона, используемом для определения ускорений в точках на боковой границе:

$$a = \frac{PS}{m},$$

где  $a$  – ускорение на границе АЗ – боковой экран;  $P$  – давление в приграничной ячейке АЗ;  $S$  – площадь взаимодействия приграничной ячейки с фиктивной ячейкой;  $m$  – масса фиктивной ячейки.

Под фиктивной ячейкой понимается ячейка вне АЗ, в которой сосредоточена масса части бокового экрана на шаге  $\Delta z$ , с шириной  $\Delta r$ , равной начальной ширине приграничной ячейки.

Конечно-разностная схема, использованная в гидродинамике, является версией метода Кольски [8]. Примененная схема получила название «метод средней точки». Используя ее, можно найти соотношения для расчета ускорений. Перемещения определяются в результате двойного интегрирования на шаге по времени ускорений.

## РЕАКТИВНОСТЬ

Реактивность системы равна сумме вводимой реактивности, реактивности, обусловленной доплеровским эффектом, а также реактивности, вызываемой перемещением материала реактора из первоначальной конфигурации под влиянием возникающих в реакторе высоких давлений.

С учетом сказанного выражение для реактивности может быть представлено следующим образом:

$$\rho^* = \zeta(t) + \rho_D(t) + \rho_E(t).$$

Реактивность  $\rho_D$  вызывается изменением температуры топлива, и для рассматриваемой ячейки или лагранжевой частицы ( $I, J$ ) имеет вид

$$\rho_D = K_D \ln \left( \frac{T}{T^0} \right),$$

где  $K_D$  – постоянная Доплера;  $T^0$  – начальная температура топлива.

Учитывается зависимость коэффициента Доплера от массы натрия в ячейке. Распределение натрия по АЗ может задаваться различным в расчетных вариантах.

Предполагается, что изменение реактивности, связанное с движением материала реактора, может быть определено с использованием теории возмущений первого порядка.

Общее изменение реактивности под влиянием движения материала будет определяться уравнением

$$\Delta\rho_\varepsilon(t) = \int_V \nabla W_0 dXdV,$$

где  $V$  – объем АЗ реактора;  $X$  – вектор смещения в точке с эйлеровыми координатами  $r$  и  $z$ ; его составляющими являются приращения  $dr$  и  $dz$ , которые определяются путем решения уравнений гидродинамики.

### ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ РАСПЛАВЛЕННОГО ТОПЛИВА С НАТРИЕМ

Перенос тепла от расплавленного топлива к теплоносителю начинается, когда средняя температура топлива в данной ячейке превысит некоторое заданное пороговое значение  $T_t$ . Предполагается, что теплоперенос будет описываться зависимостью

$$\dot{Q} = k_{eff} S (T_f - T_s) (1 - e^{-\tilde{t}^2/\tau^2}),$$

где  $\dot{Q}$  – скорость переноса энергии;  $k_{eff}$  – эффективный коэффициент теплопередачи;  $S$  – полная площадь теплопередачи внутри ячейки;  $T_f$ ,  $T_s$  – температуры топлива и натрия соответственно;  $\tilde{t}$  – время с момента начала взаимодействия топливо-теплоноситель в данной ячейке;  $\tau$  – постоянная времени задержки для диспергирования топлива.

Эффективный коэффициент теплопередачи выражается следующим образом [9]:

$$k_{eff} = \left( \frac{\lambda_f}{r_p} + \frac{\lambda_f}{\sqrt{\pi a_f \tilde{t}}} \right) \frac{\varepsilon_s}{\varepsilon_{sm}},$$

где  $\lambda_f$  – коэффициент теплопроводности топлива;  $r_p$  – средний радиус частицы топлива;  $a_f$  – коэффициент температуропроводности топлива;  $\varepsilon_s$  – объемная доля натрия;  $\varepsilon_{sm}$  – объемная доля натрия при наличии всего натрия.

Площадь теплопередачи определяется как

$$S = \frac{\varepsilon_{fl} V}{(4/3)\pi r_p^3} 4\pi r_p^2 = \frac{3\varepsilon_{fl} V}{r_p},$$

где  $\varepsilon_{fl}$  – объемная доля жидкого топлива в ячейке;  $V$  – объем ячейки.

Количество теплоты  $\Delta Q$ , передаваемое за промежуток времени  $\Delta t$ , используется для определения изменения температуры теплоносителя  $\Delta T_s$ , которое происходит на текущем временном шаге:

$$\Delta T_s = \frac{\Delta Q}{c_s M_s},$$

где  $M_s = \rho_s \varepsilon_s V$  – масса теплоносителя в ячейке;  $\rho_s$  – плотность теплоносителя;  $\varepsilon_s$  – объемная доля теплоносителя;  $c_s$  – теплоемкость теплоносителя.

Если ячейка находится в двухфазной области, давление паров берется как сумма давлений паров топлива и натрия.

Если ячейка находится в однофазном состоянии, давление определяется итерационно. Сжимаемость натрия рассчитывается с использованием уравнений [6].

### АВТОМАТИЧЕСКИЙ ВЫБОР ВРЕМЕННОГО ШАГА

Метод основывается на индексе устойчивости Уайта [10] для численного решения гидродинамических уравнений

$$\bar{w} = \frac{c^2}{A} \left( \frac{\Delta t}{1,2} \right)^2 + 4 \left| \frac{\Delta v}{v} \right|,$$

где  $c$  – скорость звука;  $A$  – площадь ячейки;  $v$  – удельный объем;  $\Delta v$  – изменение удельного объема за время  $\Delta t$ ;  $\bar{w}$  рассчитывается на каждом временном шаге для каждой ячейки в реакторе. Максимальное значение  $\bar{w}_{\max}$  затем используется для выбора размера временного шага согласно критериям [11].

Скорость звука  $c$  в содержащей топливо ячейке равна

$$c = \left[ \rho (K_f \varepsilon_f + K_s \varepsilon_s + K_{ss} \varepsilon_{ss}) \right]^{-\frac{1}{2}},$$

где  $K_f$ ,  $K_s$ ,  $K_{ss}$  – сжимаемости топлива, натрия и стали;  $\varepsilon_f$ ,  $\varepsilon_s$ ,  $\varepsilon_{ss}$  – объемные доли топлива, натрия и стали;  $\rho$  – плотность материала в ячейке.

Сжимаемости топлива, натрия и стали оцениваются с использованием зависимости

$$K_i = \frac{1}{\rho_i c_i^2},$$

где  $c_i$  – скорость звука в  $i$ -ом материале.

### УЧЕТ ВЛИЯНИЯ ГАЗА

Основными компонентами газа, содержащегося в облученном топливе, являются ксенон и криптон. Для оценки давления, создаваемого газом в аварийном процессе, можно использовать уравнение состояния идеального газа.

В ячейках с жидким натрием объемная доля газа мала. В данном случае необходимо учитывать сжимаемость натрия. При уменьшении объема натрия в ячейке увеличивается объем газа. Теплоперенос от расплавленного топлива к натрию приводит к расширению натрия, уменьшению объема, доступного для газа, и, в конечном счете, к увеличению давления газа.

Давление в ячейке можно получить в результате решения уравнения баланса объемов в ячейке. Предполагается, что расширение или сжатие газа представляет собой адиабатный процесс с показателем адиабаты  $\gamma$ . Зависимость плотности натрия от давления определяется уравнением Мурнагана. Сжимаемость стали мала, ее можно не учитывать. Соответствующая система уравнений решается итераци-

онно с использованием переменной  $x = P_g^{-\frac{1}{\gamma}}$ .

### ОБОСНОВАНИЕ КОДА ANPEX ПУТЕМ СОПОСТАВЛЕНИЯ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТОВ С ДАННЫМИ ТЕСТОВ

1. Расчет разгона реактора на мгновенных нейтронах с осушенной АЗ (тест №1).

В работе [6] приведено описание результатов расчета аварийного процесса в реакторе типа Рапсаке, США. Там же содержатся сведения о характеристиках АЗ данного реактора. Дана информация об изменении во времени давления в центре АЗ и в точке 1, находящейся в центральной плоскости АЗ, с координатой  $r \approx 1,2$  м, а также о продолжительности аварийного процесса и полном выходе энергии. Точка 1 выбрана практически на границе двух зон.

Тот же вариант был рассчитан по программе ANPEX. АЗ реактора покрывалась сеткой (49×16), равномерной в каждой зоне. Шаг по  $r$  в зоне 1 составлял 33,3 мм, в зоне 2 – 25 мм. Шаг по  $z$  – 31,25 мм.

На рисунке 1 показано сопоставление результатов расчета по программе ANPEX изменения во времени давления в центре реактора с расчетными данными, приведенными в [6]. Аналогичное сопоставление, но для давления в точке 1, приведено на рис. 2. Продолжительность аварийного процесса составила 1,47 мс, выход энергии –  $4,23 \cdot 10^9$  Дж.

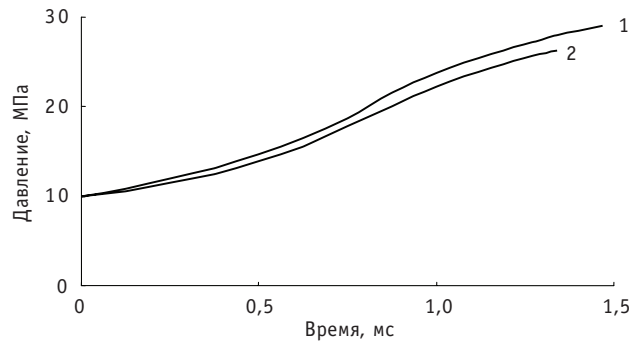


Рис. 1. Зависимость давления в центре реактора от времени при отсутствии натрия в активной зоне: 1 – расчет по программе ANPEX; 2 – расчет [6]

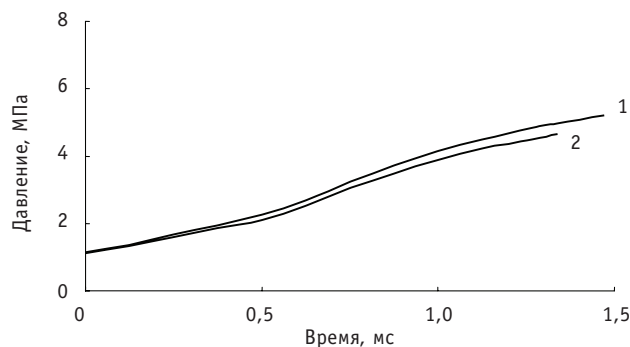


Рис. 2. Зависимость давления в точке 1 от времени при отсутствии натрия в активной зоне: 1 – расчет по программе ANPEX; 2 – расчет [6]

2. Расчет разгона реактора на мгновенных нейтронах при наличии натрия в АЗ (тест № 2).

Суть теста № 2 такова: рассматривается тот же реактор, с теми же характеристиками АЗ, в реакторе происходит та же авария, но АЗ реактора не осушена, а содержит натрий.

Тест № 2 был рассчитан по программе ANPEX. Расчет выполнен на той же сетке, как в тесте № 1. Продолжительность аварийного процесса составила 0,148 мс, выход энергии –  $1,97 \cdot 10^8$  Дж. Полученная в [6] продолжительность аварийного процесса равна 0,137 мс, выход энергии –  $1,84 \cdot 10^8$  Дж.

3. Расчет разгона реактора на мгновенных нейтронах с учетом взаимодействия расплавленного топлива с натрием (тест № 3).

Описание условий теста № 3 представлено в работе [11]. Расчет аварийного процесса проведен по программе KADIS для реактора SNR-300 (Германия). Приведена информация о значениях входных параметров, а также о распределениях, задаваемых на входе.

Выполнено сопоставление результатов расчета теста № 3 по программе ANPEX с расчетными данными [11]. Рассчитывались количество выделяемой энергии, мощность и средняя температура топлива в зависимости от времени.

Рассчитанная по программе ANPEX продолжительность аварийного процесса составила 2,7 мс, максимальная температура топлива в момент окончания процесса – 4040 К, максимальное давление – 38 МПа. Полученная в [11] продолжительность аварийного процесса равна 2,67 мс, максимальная температура топлива в момент окончания процесса – 3867 К, максимальное давление – 35,5 МПа.

Тестирование показало удовлетворительное совпадение результатов расчетов по программе ANPEX с расчетными данными тестов.



Отметим, что некоторое расхождение результатов расчетов по программе ANPEX тестов № 1–3 с расчетными данными [6,11] объясняется различием математических моделей, проведением расчетов на разной вычислительной технике и некоторой возможной неточностью обработки исходных данных, представленных в графическом виде.

#### 4. Проверка решения уравнений кинетики в коде ANPEX.

С целью проверки точности метода Каганова и выбора диапазона шагов по времени при интегрировании выполнено сравнение результата численного решения с аналитическим тестом. В качестве теста использовано точное аналитическое решение уравнений точечной кинетики с учетом одной средневзвешенной группы запаздывающих нейтронов при линейном во времени вводе реактивности, полученное в [12]. Сравнение результатов показало, что в диапазоне шагов интегрирования  $\Delta t = 10^{-6}$ – $10^{-5}$  с обеспечивается совпадение результатов с точностью менее 1% на всем интервале.

### РАСЧЕТ СТАДИИ МГНОВЕННОЙ КРИТИЧНОСТИ С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММЫ ANPEX

На рисунке 3 приведены результаты расчета по программе ANPEX аварийного процесса в урановой АЗ реактора БН-600. Реактор достиг состояния критичности на мгновенных нейтронах. Скорость линейного ввода реактивности равна 15 долл/с. Активная зона реактора осушена. В начальный момент времени температура топлива равна 3800 К.

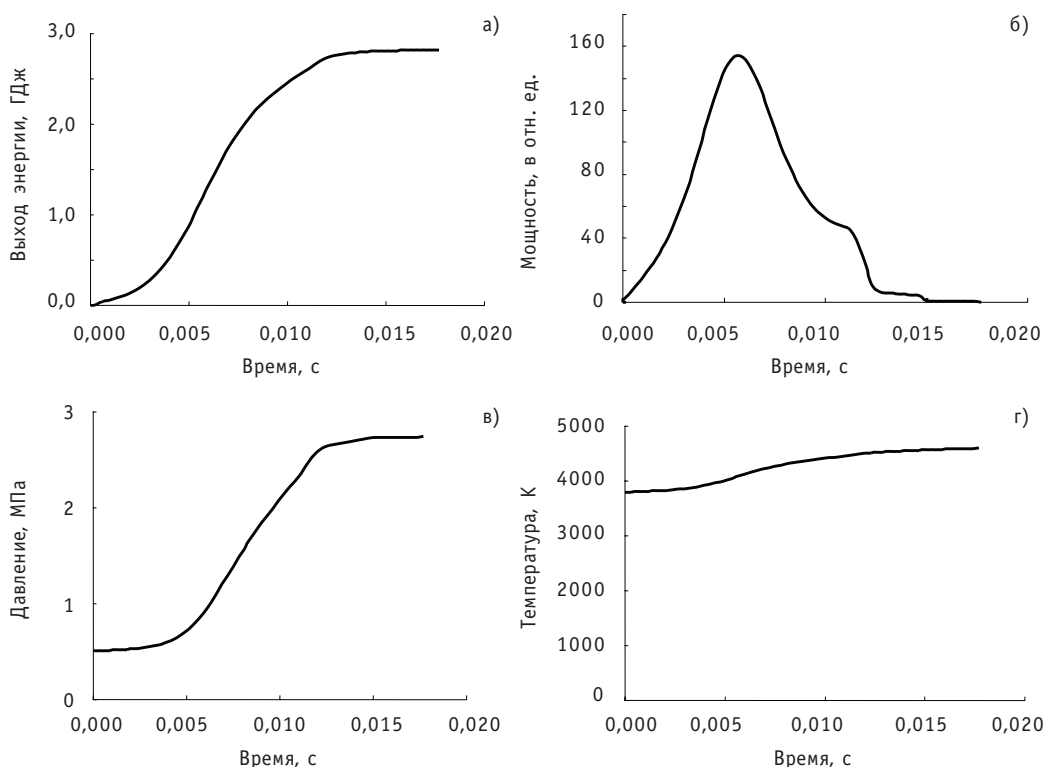


Рис. 3. Расчет стадии мгновенной критичности в зависимости от времени: а) – количества энергии, выделяемой при разрушении АЗ быстрого реактора; б) – мощности реактора; в) – давления в центре АЗ; г) – температуры топлива

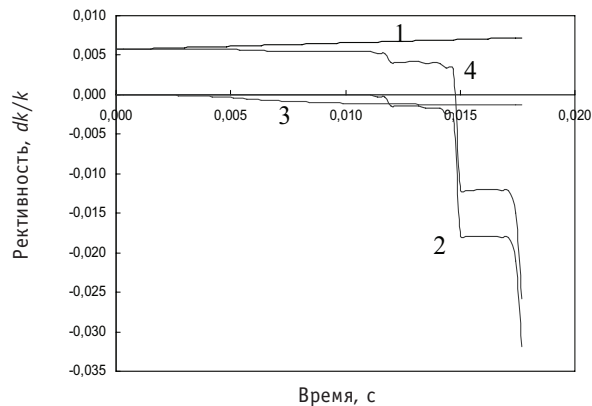


Рис. 4. Изменение реактивности в аварийном процессе при расчете стадии мгновенной критичности,  $\dot{\rho} = 15$  долл/с: 1 – вводимая реактивность; 2 – реактивность, обусловленная тепловым расширением АЗ; 3 – эффект Доплера; 4 – результирующее значение реактивности

Представляет интерес характер изменения реактивности (рис. 4). С увеличением мощности реактора происходит уменьшение реактивности за счет отрицательного доплеровского эффекта. Позднее начинается фаза расширения АЗ, что обуславливает быстрое уменьшение реактивности.

Приведены кривые изменения мощности реактора, температуры топлива и давления в центре АЗ, зависимость количества выделяемой энергии от времени.

В соответствии с результатами расчета в данном варианте, характеризуемом удалением 50% стали, температура топлива при завершении процесса достигает 4600 К. Максимальное давление в центре АЗ составляет 2,74 МПа. Выход энергии в момент окончания процесса – 2,82 ГДж.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для расчета энерговыделения в реакторе при разгоне его на мгновенных нейтронах создана математическая модель, которая реализована в коде ANPEX.

Код ANPEX позволяет рассчитать изменение реактивности и мощности реактора в аварийном процессе, зависимость количества энергии, выделяемой в аварийном процессе, от времени, поля температуры и давления, временное поведение тех же параметров. Математическая модель кода ANPEX имеет следующие особенности:

- разработано и применяется в расчетах граничное условие, которое основано на втором законе Ньютона, используемом для определения ускорений в точках на боковой границе;
- осуществлен учет влияния газообразных продуктов деления; давление газообразных продуктов деления уменьшает количество энергии, выделяемой в аварийном процессе.

Проведено сопоставление результатов расчетов по программе ANPEX с данными тестов, которое показало удовлетворительное совпадение.

Можно сделать вывод о том, что программа ANPEX адекватно описывает наиболее важные особенности аварийного процесса в АЗ реактора и может использоваться как рабочий инструмент для проведения расчетных исследований соответствующих стадий тяжелых аварий при обосновании безопасности реактора.

Программа ANPEX использована для расчета стадии мгновенной критичности в АЗ реактора БН-600.

### **Литература**

1. *Nicholson R.B.* Methods for Determining the Energy Release in Hypothetical Fast-Reactor Meltdown Accidents // Nuclear Science and Engineering. -1964. – V.18. – № 2. – P. 207-219.
2. *Уолтер А., Рейнольдс А.* Реакторы-размножители на быстрых нейтронах. – М.: Энергоатомиздат, 1986.
3. *Кащеев М.В., Кузнецов И.А.* Аннотация программы ANPEX // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2004. – № 3. – С. 59-63.
4. *Kaganove J.J.* Numerical Solution of the One-group Space-independent Reactor Kinetics Equations for Neutron Density Given the Excess Reactivity, ANL-6132, Feb 1960.
5. *Harris R.A.* Preliminary Analysis of Postulated Maximum Accidents for the FFTF, Supplement I – Additional Calculations for Sodium-in Conditions, BNWL-760, 1969.
6. *Sha W.T. and Hughes T.H.* VENUS: A Two-dimensional Coupled Neutronics-Hydrodynamics Computer Program for Fast-reactor Power Excursions, ANL-7701, Oct 1970.
7. *Von Neumann J., Richtmyer R.D.* A Method for the Numerical Calculation of Hydrodynamics Shocks // J. of Appl. Phys. – 1950. – V. 21. – № 3. – P. 232-237.
8. *Kolsky H.G.* A Method for the Numerical Solution of Transient Hydrodynamics Shock Problems in Two Space Dimensions, LA-1867, 1955.
9. *Cho D.H., Ivins R.O., Wright R.W.* Pressure Generation by Molten Fuel-coolant Interactions Under LMFBR Accident Conditions / Conference on New Developments in Reactor Mathematics and Applications. – Idaho Falls, Idaho: – 1971. – CONF-710302, Vol. 1. – P. 25-49.
10. *Richtmyer R.D. and Morton K.W.* Difference Methods for Initial Value Problems. – New York: Interscience Publishers, 1957.
11. *Schmuck P., Jacobs G., Arnecke G.* KADIS: ein Computerprogram zur Analyse der Kernzerlegungsphase bei hypothetischen Störfällen in schnellen, natriumgekühlten Brutreaktoren, Karlsruhe, KFK 2497, 1977.
12. *Кащеев М.В.* Об одном точном решении уравнений кинетики // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 2. – С. 61-65.

Поступила в редакцию 5.09.2011

**ABSTRACTS OF THE PAPERS****УДК 621.039.586**

*Assessment of Consequences Hypothetical Nuclear Accident of the Reactor MARS Installation* \ Yu. A. Kazanskiy, E. S. Matusovich; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 6 pages, 3 tables 3 illustrations. – References, 3 titles.

The assessment of radiating consequences of hypothetical nuclear accident of the medical reactor MARS is given. It is shown that there is no significant radioactive irradiation of the population and environmental pollution, and the personnel is by own efforts capable to eliminate its consequences.

**УДК 621.039.586**

*The mathematical Model of Prompt-Critical Disassembly Excursion of an LMFBR* \ M. V. Kascheev, I. A. Kuznetsov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 11 pages, 4 illustrations. – References, 12 titles.

The mathematical model of processes of prompt-critical disassembly excursion of an LMFBR is developed. The model is realized in two-dimensional program ANPEX which allows to calculate accident development at occurrence of secondary criticality in the fused core. The description of results of testing of the program and results of calculation of stage of instant criticality by means of code ANPEX for BN-600 is given.

**УДК 621.039.51**

*The Beryllium Reflector Effects on Neutron-Physical Characteristics of the VVR-c Reactor Core* \ O. Yu. Kochnov, V. V. Kolesov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 4 pages, 7 tables. – References, 1 title.

The paper presents the results of neutron-physical calculations of the modified reactor core of the VVR-c. As a result of computational research we showed a significant increasing of the reactivity margin when beryllium reflector blocks are introduced into the reactor core of the VVR-c.

**УДК 621.039.534**

*Possibility of the Usage of the Lead Enriched with the Isotope Lead-208 from Thorium Ores and Minerals for Nuclear Energy Needs* \ G. L. Khorasanov, A. I. Blokhin, A. A. Valter; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 13 pages, 3 tables, 8 illustrations. – References, 26 titles.

In the paper the usage of radiogenic lead recovered from thorium ores and minerals is investigated as a possible liquid heavy metal coolant for Fast Reactors (FRs) and Accelerator Driven Systems (ADSs). This radiogenic lead is strongly enriched with Pb-208 isotope, which is characterized with very low neutron capture cross sections at low and intermediate energies (5 eV-50 keV). The FR or ADS coolant based on Pb-208 is very attractive material from the view point of neutronics that brings the possibility of minimization of fuel loading, enhancing fuel breeding and transmutation of long-lived fission products, geological and economical aspects of acquisition of large quantities of radiogenic lead are discussed. Nowadays in the Russian Federation and the Ukraine loparit ores and monazite minerals are reprocessed for production of rare metal raw. Thorium and lead are not required now and they are deposited in sludge. The conclusion is made that to obtain the minimum amount of required in future radiogenic lead (65 t/year) for small sized FRs and ADSs the very large quantities of ores or minerals must be reprocessed and acquisition of radiogenic Pb-208 can be economically acceptable as a co-product of rear metal raw.

**УДК 621.039.58**

*Optimal Management by NPP Equipment Lifetime. Calculation Procedures* \ O. M. Gulina, N. L. Salnikov, V. P. Politukov, V. S. Arefiev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 5 illustrations. – References, 7 titles.

Linear stochastic filter algorithm is developed for steam generator heat-exchanged tubes assembly. Due to large dimension of mathematical model there are some criteria are formulated and Excel is choose as media for filter algorithm realization. The model researching is performed: analysis of model to different parameters, including efficiency of preventive measures performed.