

АННОТАЦИЯ ПРОГРАММЫ ANPEX

М.В. Кашеев, И.А. Кузнецов

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



Приводится краткая информация о программе расчета процессов разгона реактора на мгновенных нейтронах. Программа характеризуется расширенной областью применения и дает возможность учета различных исходных состояний реактора.

НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

ANPEX

ЭВМ

PENTIUM или аналог

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Для расчета энерговыделения в реакторе при разгоне его на мгновенных нейтронах создан новый двумерный код ANPEX [1] (сокращение от английских слов analysis of power excursions). Математическая модель кода ANPEX разработана в двух версиях, позволяющих рассчитать развитие аварии при возникновении вторичной критичности в расплавленной активной зоне, а также при быстром вводе большой избыточной реактивности в неповрежденный реактор с последующим его разгоном на мгновенных нейтронах. Таким образом, расширенная область применения – важная отличительная особенность кода 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. Возможно проведение расчетов в адиабатическом приближении, основанном на малой продолжительности аварийного процесса, с учетом энерговыделения в натрия и стали, а также расчетный анализ ситуации идеального теплообмена, когда принимается, что все составляющие ячейки характеризуются одной и той же температурой. Код ANPEX дает возможность учета различных исходных состояний реактора. Постановка задачи, реализованная в нем, достаточна универсальна.

Для описания нейтронной кинетики реактора используется пространственно-независимая модель. Получено новое рекуррентное соотношение, позволяющее определить относительную плотность нейтронов на следующем временном шаге.

Пространственное распределение энерговыделения для данной макрочастицы Лагранжа (лагранжевой ячейки) с учетом ее деформации выражается как произведение пространственно-независимой временной функции, рассчитываемой по уравнениям точечной кинетики, функции, которая не зависит от времени и определяет начальное пространственное распределение энерговыделения в реакторе, и множителя, характеризующего изменения удельного объема данной частицы. Начальное

пространственное распределение энерговыделения представляется в виде произведения максимального значения и радиального, и аксиального распределений.

Предполагается, что движение материалов реактора удовлетворяет уравнениям движения сжимаемой невязкой жидкости. Рассматривается случай цилиндрического реактора с осевой симметрией, т.е. предполагается, что не существует движения в азимутальном направлении ϕ и ни одно из свойств системы не зависит от ϕ . Положение материалов реактора в момент времени $t = 0$ определяется лагранжевыми координатами R, Z , а в более поздние моменты времени задается двумя переменными, для которых необходимо найти решение. Движение в реакторе характеризуется плотностью $\rho(R, Z, t)$, давлением $P(R, Z, t)$, температурой $T(R, Z, t)$ и скоростями материала в радиальном $u(R, Z, t)$ и аксиальном $v(R, Z, t)$ направлениях.

Для определения плотности ρ можно использовать уравнение сохранения массы, задав метод расчета объема лагранжевой массы, изменяющегося вследствие перемещения ее границ. В уравнении сохранения количества движения содержится давление P , которое является суммой давления, рассчитанного в соответствии с уравнением состояния, и псевдовязкого давления.

При быстрых разгонах, когда происходит большой и быстрый рост давления, возможно возникновение ударных волн. Однажды возникнув, они образуют очень сложные узоры разрывов. При численном решении задач разгона реактора ударные волны рассчитываются по приближенной методике, разработанной фон Нейманом и Рихтмайером [2], в которой уравнения в частных производных модифицированы таким образом, что ударные волны учитываются автоматически. Фон Нейман и Рихтмайер разработали свою методику для случая одномерных ударных волн, однако впоследствии она была видоизменена и успешно применена для двумерного движения жидкости. В рассматриваемом случае дифференциальные уравнения модифицируются заменой в уравнениях движения и энергии давления величиной P , упомянутой выше. Псевдовязкое давление q , которое в физическом отношении не является реальной величиной, определяется соответствующим уравнением.

В модели кода ANPEX используются следующие граничные условия:

а) материал на оси симметрии движется только в аксиальном направлении;

б) $P(t)|_{\Gamma=0} = 0$, Γ – внешняя граница.

Условие б) соответствует случаю свободной внешней границы; кроме того, разработано и применяется в расчетах новое граничное условие, которое основано на втором законе Ньютона, используемом для определения ускорений в точках на границе, с переменной, зависящей от перемещения экрана, массой. Для расчета перемещения экрана решена задача кинетостатики.

В общем случае в модели кода ANPEX используется уравнение баланса энергии, которое выражает связь между изменением внутренней энергии на единицу объема частицы жидкости в течение интервала времени Δt , изменением ее удельного объема за время Δt и ядерной энергией, выделяемой за время Δt . Возможны модификации описания баланса энергии для различных расчетных условий. Кроме того, при проведении расчетов необходимо знание теплофизических свойств материалов в диапазоне параметров, представляющих интерес. Данные по свойствам были взяты из литературы.

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.

В качестве исходной точки в расчетах процесса разрушения принимается момент, когда реактор достиг (или почти достиг) критичности на мгновенных нейтронах. До-

бавка реактивности может быть вызвана выбросом натрия из активной зоны или перемещением топлива и оболочек твэлов, которое происходит с меньшей скоростью, чем при разрушении активной зоны. Скорость роста реактивности во время переходной стадии обычно принимается постоянной.

Учитывается зависимость коэффициента Доплера от массы натрия в ячейке. Распределение натрия по активной зоне может задаваться различным в расчетных вариантах. Общее изменение реактивности под влиянием движения материала определяется с учетом того, что конкретная ячейка содержит несколько составляющих.

Уравнение состояния играет важную роль в оценке выхода энергии при аварии и служит «мостом» между нейтроникой и гидродинамикой. Можно рассмотреть два случая. Первый соответствует осушенной активной зоне, а также активной зоне с частично сохранившимся жидким натрием, когда сжимаемость натрия игнорируется. Во втором случае учитывается сжимаемость натрия. При рассмотрении уравнения состояния, которое выражает зависимость от температуры и плотности, возможны два способа определения давления. Первый способ учитывает давление паров топлива, когда система является двухфазной. Второй способ применяется для определения давления нагреваемой жидкости. Оценки давления в чисто жидком состоянии можно получить, используя зависимость плотности топлива от температуры. Если топливная система – чисто жидкая, предполагается, что наклон кривой давление – температура постоянен для данной плотности топлива. При рассмотрении эффектов сжимаемости натрия задача становится более сложной. Хотя метод определения давления в данном случае, возможно, несколько громоздкий, он позволяет избежать итераций по давлению, допускает легкое изменение составов зон.

В коде ANPEX выполнен учет влияния газообразных продуктов деления. С точки зрения учета влияния газа можно рассмотреть два варианта:

- 1) активная зона реактора расплавлена и становится надкритической;
- 2) ввод избыточной реактивности в неразрушенную активную зону, например, из-за попадания в нее водорода.

В первом случае, когда твэлы уже разрушены, предполагается, что газ изначально присутствует в активной зоне. Во втором случае имеет место выход газа при разгерметизации твэлов. При выходе газа, сопровождающемся скачком давления, происходит расширение газа в рассматриваемой ячейке. Процесс расширения газа представляет политропный процесс. Практически значения показателя n политропного процесса лежат в интервале от 1 до k , где k – показатель изоэнтропы (адиабаты). Для большинства газов значения k находятся в интервале от 1 до 1,7. Для одноатомного идеального газа $k_{id} = 1,67$. В качестве значения n в уравнении политропного процесса можно взять среднее значение между 1 и 1,67.

Величина скачка давления при выходе газа может быть оценена по соответствующей формуле, которая содержит давление газа в твэле перед разрушением, объем V_1 газа в ячейке внутри твэла перед выходом газа и объем газа после разрушения; V_1 можно определить с использованием величины газового объема в твэле.

МЕТОД РЕШЕНИЯ

Для решения уравнений точечной кинетики используется метод Каганова [3]. Его преимущество состоит в том, что он является «самонастраивающимся» и численно устойчив при относительно больших шагах по времени. В большинстве методов интегрирования при решении уравнений точечной кинетики для расчета n^{k+1} требуется знание n^k , n^{k-1} , n^{k-2} . Для начала расчета, иначе говоря, необходимо несколько начальных значений. Указанный недостаток может быть обойден использованием методов Рунге-Кутты. Однако часто обнаруживается, что требуемый временной шаг, дающий точные решения, очень ограничен.

Конечно-разностная схема, использованная в гидродинамике, является версией метода Kolsky [4]. Примененная схема получила название «метод средней точки». Было показано, что метод Kolsky может привести к полному изменению знаков ускорений, когда ячейка становится слишком искаженной. «Метод средней точки» стремится преодолеть указанный недостаток. Проведенное исследование целого ряда конечно-разностных схем позволило сделать вывод о том, что ни одна конечно-разностная схема не имеет явного превосходства над другими. Надо сказать, что ни одна схема не работает правильно с точки зрения получения результатов, когда искаженная ячейка отклоняется чрезмерно от первоначальной, однако на практике при проведении расчетов подобная трудность, как правило, не возникала.

На область решения задачи, которой является активная зона, наносится конечная координатная сетка, определяющая границы лагранжевых частиц. Положения, скорости и ускорения рассматриваются в вершинах конечно-разностной сетки, плотности и давления – как средние по ячейке.

Наиболее трудная часть численных расчетов в гидродинамике – конечно-разностное представление членов градиентов давления в уравнениях движения. Оценка градиентов давления в точке (I, J) может быть выполнена с использованием «метода средней точки».

Перемещения определяются в результате двойного интегрирования на шаге по времени ускорений. Расчет ускорений осуществляется по формулам, получающимся при конечно-разностной аппроксимации уравнений движения. Для повышения точности определения перемещений, что, очевидно, положительно сказывается на точности всего расчета, скорость находится в середине временного шага и, следовательно, является итерируемой в программе величиной. В итерациях скорости участвуют все блоки кода ANPEX.

ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ

Ограничения на область применимости программы вытекают из использованных методических допущений, а также из области параметров, характерных для разгона реактора на мгновенных нейтронах.

ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА

Определяется возможным сценарием аварии, мощностью ПЭВМ, дискретностью области решения и временным шагом. При расчете аварийного процесса, при котором происходит ввод реактивности со скоростью 20 долл/с в расплавленную гибридную активную с виброуплотненным МОХ-топливом реактора БН-600, на сетке 25×40 узлов с шагом по времени $\Delta t = 10^{-6}$ с единица времени физического процесса считается примерно за 13714 единиц процессорного времени в ОС WINDOWS XP на ПК AMD Athlon-XP2000+. Указанное большое значение коэффициента замедления обусловлено малой продолжительностью процесса и сложностью программы.

ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

Возможности программы и структура исходных данных позволяют проводить расчеты последствий конкретных аварий с разгоном реактора на мгновенных нейтронах в обоснование безопасности реактора.

Программа содержит модуль, обрабатывающий результаты расчетов и формирующий выходные данные. Частота вывода информации в выходные файлы регулируется пользователем в файле исходных данных.

ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ И СОПУТСТВУЮЩИЕ ПРОГРАММЫ

Нет.

ССЫЛКИ

1. *Kascheev M.V., Kuznetsov I.A. et. al.* Updating of Existing Computer Codes for Making Analysis of Final Stages of Beyond Design Accidents (Secondary Critically and Expansion Stage): Report Reg. № G-5990. - Obninsk, 2003. - 131 p.
2. *Von Neumann J., Richtmyer R.D.* A Method for the Numerical Calculation of Hydrodynamics Shocks // Journal of Applied Physics. - March 1950. - V. 21. - P. 232-237.
3. *Kaganov J.J.* Numerical Solution of the One-group Space-independent Reactor Kinetics Equations for Neutron Density Given the Excess Reactivity, ANL-6132, Feb 1960.
4. *Kolsky H. G.* A Method for the Numerical Solution of Transient Hydrodynamics Shock Problems in Two Space Dimensions, LA-1867, 1955.

ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

Программа ориентирована на работу в операционных системах, позволяющих строить задачи, требующие не менее 5 Мб оперативной памяти.

ЯЗЫКИ ПРОГРАММИРОВАНИЯ

Фортран 90. Тексты обрабатываются компилятором COMPAQ VISUAL FORTRAN PROFESSIONAL EDITION 6.1.

ОПЕРАЦИОННАЯ СИСТЕМА

WINDOWS 98, WINDOWS 2000, WINDOWS XP.

ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

Текст программы занимает около 96 Кб дискового пространства. Программа требует не менее 5 Мб оперативной памяти при решении задачи, на жестком диске необходимо иметь свободную память не менее 8 Мб для программы и расчетных данных. Размер объема выполняемого exe-файла 1,01 Мб.

АВТОРЫ ПРОГРАММЫ

М.В. Кашеев, И.А. Кузнецов. ГНЦ РФ-ФЭИ, 249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1.

ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Дискета с текстом оттранслированной программы, описание программы, описание применения, методический отчет.

КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

Быстрый реактор. Тяжелая авария. Энерговыделение. Макрочастица Лагранжа. Компонента. Баланс энергии. Реактивность. Газ. Программа ANPEX.

Поступила в редакцию 17.05.2004

УДК 621.039.586

The Code ANPEX Abstract / M.V. Kascheev, I.A. Kuznetsov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 5 pages.

Short information is given on the calculation of FBR's power excursion by prompt neutrons. The code is characterized by vast application possibilities and can account for various initial reactor states.

УДК 621.039.524

Research of Emergency Situations with Small Leaks of the First Circuit of Reactor VVER-1000 / A.N. Shkarovskii, V.I. Aksenov, N.P. Serdun; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 6 pages, 4 illustrations. – References, 5 titles.

Calculating research of accidents with small leaks in the first circuit of reactor WWER-1000 during reactor's work in rated power and in situation of «hot shutdown» is developed. It is shown that in all investigate modes of operation emergency protection and safety systems provide reactor cooldown and subcritical condition, reactor is transferred in safe shutdown condition.

УДК 621.039.56

Fuel Cycles with High Fuel Burn-Up: Analysis of Reactivity Coefficients / E.F. Kryuchkov, A.N. Shmelev, M.Yu. Ternovyykh, G.V. Tikhomirov, Li Jinhong, M. Saito; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 9 pages, 5 tables, 11 illustrations. – References, 7 titles.

Fuel cycles of light-water reactors (LWR) with high fuel burn-up (above 100 MWd/kg), as a rule, involve large amounts of fissionable materials. It leads to forming the neutron spectrum harder than that in traditional LWR. Change of neutron spectrum and significant amount of non-traditional isotopes (for example, ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{231}Pa , ^{232}U) in such fuel compositions can alter substantially reactivity coefficients as compared with traditional uranium-based fuel. The present work addresses the fuel cycles with high fuel burn-up which are based on Th-Pa-U and U-Np-Pu fuel compositions. Numerical analyses are carried out to determine effective neutron multiplication factor and void reactivity coefficient for different values of fuel burn-up and different lattice parameters. The algorithm is proposed for analysis of isotopes contribution to these coefficients. Various ways are considered to upgrade safety of nuclear fuel cycles with high fuel burn-up.

УДК 621.039.534: 533.6.011.3

Integral Jet Computation Model of Thermalhydraulic Parameters of a Coolant Flow in Bundles of a Vessel Type Reactors' Core / E.F. Avdeev, I.A. Chusov, A.A. Karpenko; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 11 pages, 9 illustrations. – References, 8 titles.

The model of a coolant flow in bundles of a water energy reactor. The model represents a flow in the reactor as a system of coaxial quasi-free turbulent jets is considered. To solve this problem the generalized conversion of Prandtl-Mises was used. This paper presents the possibility of getting a confident analytic solution. Moreover, some results of numerical computations of velocity and temperature fields throughout height of the reactor core allowing for blocking some bundles are given.

УДК 621.039.534: 533.6.011.3

Turbulent Exchange Coefficient Determination at Velocity and Temperature Fields Computation of Coolant in Reactor BREST-OD-300 Model Assembly / E.F. Avdeev, I.A. Chusov, A.A. Karpenko; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 10 pages, 11 illustrations. – References, 8 titles.

The paper describes a new method of velocity and temperature fields computation of a coolant in the bundles of a vessel type reactor. The method is used for computation of velocity and temperature fields of a coolant in the BREST-OD-300 model assembly. This paper treats the coefficient of turbulent exchange obtained on the base of jet model. The coefficients proposed were founded by comparing experimental data with the results of computation in converted coordinates. Some results of numeri-