

МУЛЬТИФИЗИЧНЫЙ КОД UNICO ДЛЯ АНАЛИЗА ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ В БЫСТРЫХ НАТРИЕВЫХ РЕАКТОРАХ

Ю.Е. Швецов, Ю.М. Ашурко, И.Р. Суслов, К.Ф. Раскач,

Л.М. Забудько, Е.Е. Мариненко

ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск

Р

Российский мультифизический код UNICO предназначен для детального анализа полей скорости и температуры в активной зоне быстрого реактора в переходных режимах. В программе осуществляется трехмерный сопряженный расчет нейтронно-физических, теплогидравлических и термомеханических характеристик с точностью до каждой отдельной ТВС активной зоны. Теплогидравлическая модель активной зоны представляет собой совокупность тепловыделяющих сборок, погруженных в межпакетное пространство. Теплогидравлика натрия в межпакетном пространстве активной зоны рассчитывается в трехмерном приближении, а соответствующая система уравнений решается на треугольной разностной сетке. Учитывается распределенность скорости и температуры натрия внутри каждой ТВС. Трехмерная модель твэла используется для расчета температуры топлива и стали оболочек. На основании информации о температурах топлива, оболочек твэлов и чехлов ТВС оценивается характер деформации активной зоны, а затем рассчитываются соответствующие изменения нейтронно-физических характеристик. Приводятся результаты тестовых расчетов, подтверждающих тот факт, что недостаточно корректный учет пространственной распределенности теплогидравлических параметров по активной зоне реактора может приводить к заметным ошибкам.

Ключевые слова: мультифизический код, нейтроника, теплогидравлика, термомеханика, активная зона, быстрый реактор, динамика.

ВВЕДЕНИЕ

Стратегия развития ядерной энергетики России базируется на широком использовании быстрых реакторов [1–3], что делает задачу обоснования их безопасности еще более актуальной. Одной из современных тенденций совершенствования процесса проектирования атомных реакторов является повышение точности расчета нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик реактора при обосновании его работоспособности и безопасности эксплуатации. В первую очередь, уточнение расчета позволяет снизить степень консервативности при проектировании, что в конечном итоге приводит к снижению удельных затрат на производство энергии.

В традиционных инженерных кодах, обычно используемых в практике расчета переходных режимов, активная зона представляется в виде совокупности, в лучшем случае,

© Ю.Е. Швецов, Ю.М. Ашурко, И.Р. Суслов, К.Ф. Раскач, Л.М. Забудько, Е.Е. Мариненко, 2014

нескольких каналов (количество сборок, образующих активную зону типичного энергетического быстрого реактора, обычно составляет около 1000). При этом для расчета нейтронно-физических характеристик используется «точечная модель» нейтронной кинетики, в которой для оценки температурных эффектов реактивности используются относительно простые алгебраические соотношения. Коэффициенты в этих соотношениях определяются заранее и без учета реальной пространственной структуры полей температуры в элементах активной зоны, которая меняется в ходе переходного процесса.

Более прогрессивным в этом смысле является «мультифизичный» подход к моделированию переходных процессов, когда осуществляется совместное решение нестационарного уравнения переноса нейтронов и системы уравнений теплогидравлики. Имеется ряд прикладных задач, применительно к которым мультифизичный подход заведомо имеет преимущества, например:

- переходные режимы, приводящие к несимметричной работе петель теплообмена и, как следствие, к появлению значительной азимутальной несимметрии поля температуры в активной зоне;
- режимы, приводящие к заметному изменению подогрева теплоносителя в активной зоне (АЗ), когда становится более существенным влияние на реактивность термомеханического формоизменения АЗ;
- аварии, связанные с попаданием в активную зону инородных веществ (масла, газа);
- наконец, следует ожидать значительного повышения точности расчета значений локальных температур в окрестности органов СУЗ и в периферийной области АЗ за счет более точного учета пространственной распределенности энерговыделения.

Российский мультифизичный код UNICO предназначен для детального анализа полей скорости и температуры в активной зоне быстрого реактора в переходных режимах. В программе осуществляется трехмерный сопряженный расчет нейтронно-физических, теплогидравлических и термомеханических характеристик с точностью до каждой отдельной ТВС активной зоны.

ОБЩАЯ СТРУКТУРА КОДА UNICO И ХАРАКТЕРИСТИКИ ЕГО ОСНОВНЫХ МОДУЛЕЙ

Структура кода показана на рис. 1.

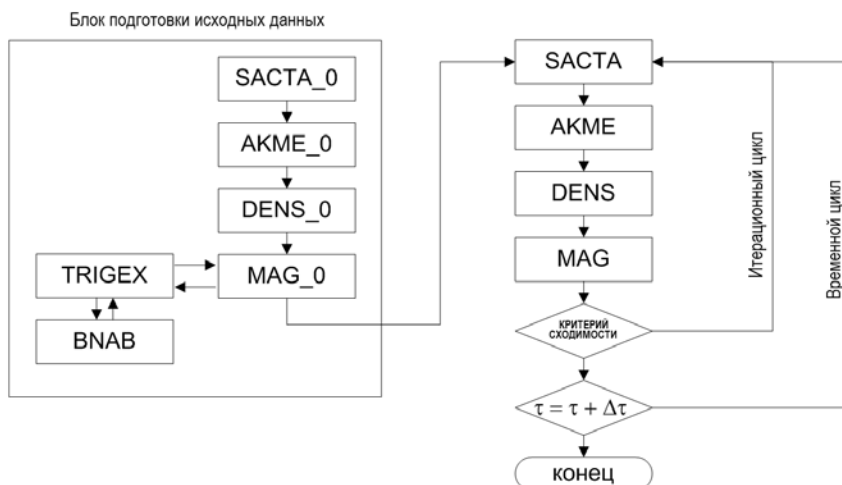


Рис. 1. Общая структура кода UNICO

Код состоит из четырех основных модулей:

- SACTA – расчет температуры теплоносителя внутри тепловыделяющих сборок (ТВС)

активной зоны и в ее межпакетном пространстве (МПП), топлива и стальных элементов конструкции (чехлы сборок, оболочки твэлов и т.д.);

- АКМЕ – расчет изгибных деформаций чехлов ТВС;
- DENS – расчет изменения концентраций веществ по объему активной зоны вследствие температурного изменения плотности компонентов и изгибных деформаций чехлов ТВС;
- MAG – расчет пространственного распределения энерговыделения для каждой сборки АЗ.

Расчет начинается с подготовки исходных данных и необходимых констант для каждого из модулей. На каждом шаге по времени внутренние итерации совершаются до достижения выбранного критерия сходимости, например, снижения максимального по области изменения температуры на одной итерации до заданного предела.

Модуль SACTA создан на основе одноименной ранее разработанной программы [4, 5]. Основной задачей, выполняемой модулем, является достаточно подробное определение распределений температур в чехлах ТВС активной зоны и сборок стальной и борной защиты. Именно эти температуры в конечном итоге определяют их изгиб в стационарном и нестационарном режимах работы и соответствующие изменения реактивности. Распределения температуры зависят, с одной стороны, от пространственного распределения энерговыделения, а с другой, – от пространственной картины течения натрия как в межпакетном пространстве (МПП), так и в самих тепловыделяющих сборках. С наружной стороны чехол ТВС омывается натрием из МПП. Его движение в МПП определяется силами вынужденной и естественной конвекции и имеет трехмерный характер. В модуле SACTA модель активной зоны представляет собой совокупность сборок, погруженных в межпакетный натрий, и фактически решается сопряженная задача теплообмена между потоком натрия внутри ТВС и потоком в межпакетном пространстве. Модуль SACTA состоит из двух главных частей:

- набора 3D-теплогидравлических моделей сборок (ТВС, сборок СУЗ, сборок защиты);
 - 3D-теплогидравлической модели межкассетного пространства.
- Теплогидравлическая модель сборки включает в себя
- квазитрехмерную модель чехла сборки;
 - упрощенную 3D-модель теплогидравлики для расчета поля температуры натрия внутри сборки;
 - модель теплопроводности цилиндрического многослойного элемента, омываемого потоком теплоносителя (твэл, элемент защиты, элемент стержня сборки СУЗ).

При составлении модели сборки использованы следующие упрощающие положения:

- пренебрегается теплопроводностью чехла «по углу» и в аксиальном направлении;
- течение внутри сборки считается плоскопараллельным, а профиль поля скорости в поперечном сечении сборки рассчитывается с помощью специализированного «поканального» кода HYDRON и задается в качестве исходных данных.

Теплогидравлическая модель сборки АЗ. В азимутальном направлении все сборки разбиваются на шесть секторов, в радиальном направлении разбиение на каналы может быть различным для разных сборок. На рисунке 2 на примере тепловыделяющей сборки показана 1/6 часть расчетной области, покрывающей ее поперечное сечение. Для ТВС, как это показано на рисунке, используется переменный шаг со сгущением сетки к периферии. На данной сетке для определения поля температуры внутри ТВС решается уравнение теплопереноса, а для чехла – уравнение теплопроводности. Поскольку, как известно из экспериментов, в стержневых пучках с проволочным дистанционированием существенную роль может играть дополнительный теплообмен, связанный с навивкой; при расчете коэффициентов эффективного теплообмена между каналами использовались специальные разработанные для этого случая в ФЭИ корреляции [4].

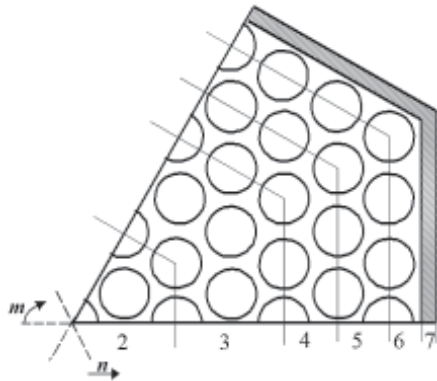


Рис. 2. 1/6 часть расчетной области, моделирующей теплогидравлические свойства ТВС

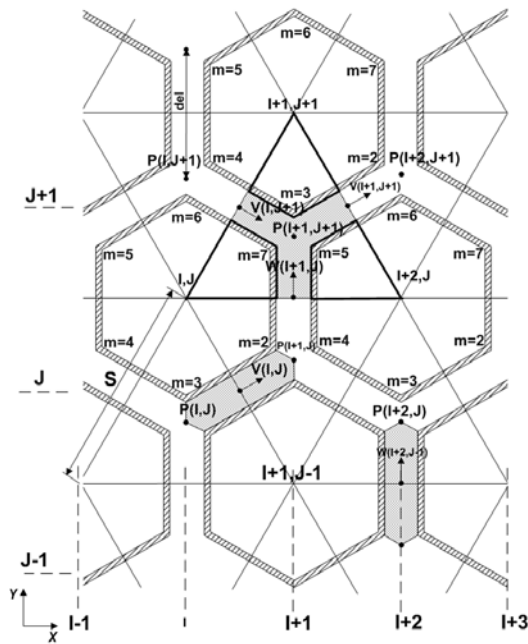


Рис. 3. Разностная сетка, на которой аппроксимируется система уравнений теплогидравлики межкассетного пространства

Теплогидравлическая модель МПП. Важной характерной особенностью рассматриваемой задачи является гексагональная структура межкассетного пространства активной зоны. Для описания процессов в подобных структурах удобно использовать аппроксимации исходной дифференциальной системы уравнений теплопереноса на треугольной сетке. Шаг треугольной сетки выбирается равным половине шага размещения тепловыделяющих сборок. На рисунке 3 изображена разностная сетка и элементарные объемы, для которых записываются разностные аналоги соответствующих уравнений.

Система уравнений формулируется в рамках модели «пористого тела», благодаря чему появляется возможность учесть локальные изменения проходного сечения МПП, вызванные термическим расширением и изгибом ТВС. Теплоноситель считается несжимаемым, но его свойства зависят от температуры.

Модуль АСМЕ представляет собой нестационарную трехмерную модель равновесного механического состояния сборок быстрых реакторов (ТВС, экранных сборок, сборок защиты, сборок СУЗ) с учетом воздействия неравномерных температурных и нейтронных полей в условиях неоднородного распухания и радиационной ползучести [6, 7].

Модель включает в себя уравнения равновесия, условия совместности деформаций, соотношения между смещениями и усилиями.

Особенности методического подхода:

- изгибные деформации тепловыделяющих сборок описываются в рамках балочной модели; ТВС представляется балкой, шарнирно закрепленной в верхней и нижней плитах напорного коллектора;

- учет переменных режимов нагружения осуществляется на основе пошагового метода;

- для решения системы уравнений модели используется энергетический метод. Поиск равновесного положения системы сборок активной зоны проводится в соответствии с вариационным принципом Лагранжа.

Ограничения применимости модели проистекают из принятых упрощающих предположений, а именно, в модели не учитываются термическая ползучесть материала чехла,

силы трения между сборками, кручение сборок.

В ходе расчета определяются следующие величины:

- изменение положения изогнутых осей элементов зоны в переходных процессах вследствие воздействия неравномерных температурных полей;
- изменение размеров элементов зоны вследствие распухания, радиационной ползучести по причине избыточного внутреннего давления теплоносителя и обмятия граней чехлов ТВС под действием контактных сил в процессе работы реактора с учетом воздействия неравномерных температурных и нейтронных полей;
- контактные силы, действующие на элементы зоны в процессе работы реактора в стационарном состоянии и в переходных режимах.

На рисунке 4 в качестве примера показаны рассчитанные положения изогнутых осей ТВС активной зоны быстрого натриевого реактора средней мощности при номинальном и полуторном подогреве теплоносителя. Как и следовало ожидать, изгибные деформации ТВС максимальны на периферии активной зоны, так как именно там наблюдается максимальная неравномерность температуры по периметру чехлов сборок.

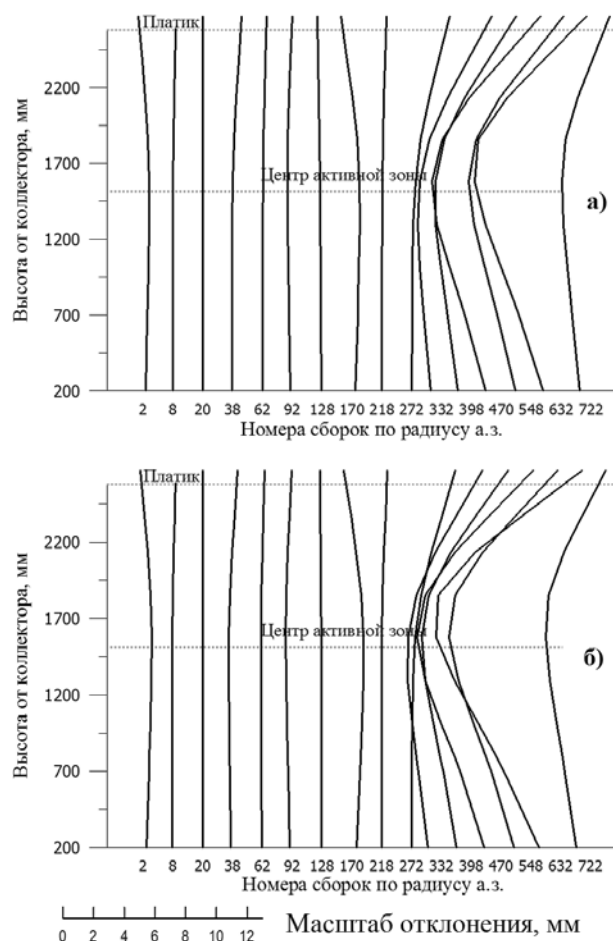


Рис. 4. Изгиб осей ТВС: а) номинальный подогрев; б) полуторный подогрев

Модуль DENS. Изменение температуры компонентов активной зоны приводит к их расширению и относительному перемещению. В модуле DENS рассчитываются соответствующие изменения концентраций веществ по объему активной зоны. При этом учитываются следующие эффекты:

- изменение объемной концентрации топлива в ячейке за счет изменения температуры;
- изменение объемной концентрации стали в ячейке за счет изменения температуры (учитывается сталь чехлов сборок, оболочек твэлов, пэлов и элементов защиты);
- вытеснение натрия из ячейки за счет изменения в ней объемной концентрации топлива и стали;
- влияние на реактивность формоизменения активной зоны, вызванного изгибными деформациями чехлов сборок.

Модуль MAG. Нейтронно-физический модуль MAG [8 – 10] сделан на основе одноименной программы, предназначенной для решения стационарного и нестационарного уравнений переноса нейтронов.

Пространственно-зависимая динамика в покассетном представлении описывается нестационарными групповыми уравнениями диффузии в HEX–Z- или D–Z-геометрии.

Расчет начинается с подготовки констант с помощью комплекса TRIGEX. Реализован следующий алгоритм пересчета динамических констант. Сначала для данной модели реактора рассчитываются несколько наборов констант, соответствующих нескольким опорным значениям параметров: температуре топлива, плотности натрия (отдельно в активной зоне и в натриевой полости, если таковая имеется) и температуре стали. Указанные наборы констант в 2-групповом представлении рассчитываются по программе TRIGEX перед началом динамического расчета. Расчет по TRIGEX проводится на базе 26-групповой системы БНАБ. В константный блок входит программа MAG_CFLIB, используемая для проверки корректности моделирования эффектов реактивности с библиотекой мало групповых констант. При использовании библиотеки параметризованных констант очень важным является проверка составляющей моделирования эффектов реактивности, обусловленных непосредственно подготовленными мало групповыми константами и аппроксимационными алгоритмами. Для анализа этих эффектов используется специализированная программа, позволяющая проводить серии стационарных расчетов с варьированием параметров аппроксимации и вычисления эффектов реактивности. Использование такой программы позволяет решать и более широкий круг задач, в частности, осуществлять эффективную подгонку констант под известные из экспериментов либо из прецизионных расчетов значения эффектов реактивности. Непосредственно подготовку динамических констант осуществляет программа CONST в модуле MAG по пространственному распределению параметров (температуре топлива, плотности натрия, температуре стали) в каждом аксиальном слое каждой ТВС (в каждой расчетной ячейке).

Динамические константы в программе MAG вычисляются с использованием линейной интерполяции по опорным значениям.

РЕЗУЛЬТАТЫ ТЕСТИРОВАНИЯ КОДА UNICO

Тестирование кода UNICO осуществлялось на задаче расчета динамики параметров АЗ при постулируемом изменении температуры теплоносителя на входе в активную зону. В качестве объекта анализа был выбран быстрый натриевый реактор большой мощности.

Рассматривались два различных сценария. В первом сценарии постулировалось симметричное (не зависящее от угловой координаты) изменение температуры на входе в активную зону, а именно, предполагалось, что в момент времени $\tau = 2$ с температура натрия на входе в активную зону скачкообразно уменьшается или увеличивается на $\Delta T = 100$ °С. На рисунках 5, 6 приведены результаты расчета переходного процесса в случае, когда учитываются все составляющие эффекта реактивности. Наблюдаемые вариации мощности сборки являются следствием движения волны «холодного» натрия по высоте активной зоны. В целом мощность «контрольной» ТВС при снижении температуры входа на 100 °С увеличилась на 6%.

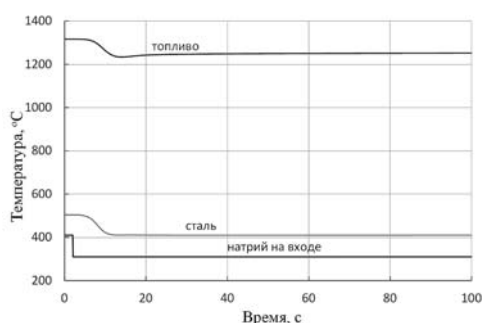


Рис. 5. Динамика температур топлива, оболочки и натрия в «контрольной» сборке

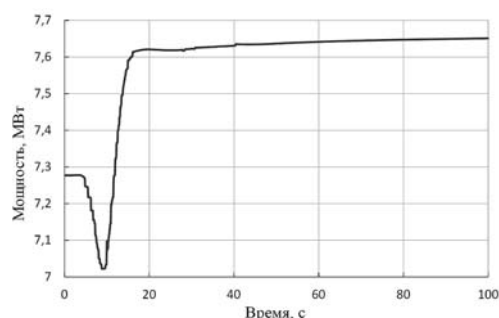


Рис. 6. Динамика относительной мощности «контрольной» сборки

Во втором сценарии постулировалось несимметричное по углу возмущение температуры натрия на входе в активную зону, а именно, предполагалось, что в момент времени $\tau = 2$ с температура натрия на входе скачкообразно уменьшается или увеличивается на $100\text{ }^{\circ}\text{C}$ только в $1/4$ входного сечения АЗ – секторе $X < 0, Y > 0$, а в остальной части входного сечения температура натрия увеличивается таким образом, чтобы среднесмешанная температура оставалась равной температуре входа до возмущения. Это делается, чтобы выделить в чистом виде эффект влияния только азимутальной неравномерности. Как показывает расчет, интегральное увеличение мощности при таком исходном возмущении невелико – около 1%. Однако локальные изменения энерговыделения больше, и после завершения переходного процесса составляют плюс или минус 3% в зависимости от знака возмущения температуры в выбранном секторе (рис. 7). Таким образом, результаты расчета тестовых задач подтверждают работоспособность кода. Дальнейшие усилия предполагается направить на верификацию кода на экспериментальных данных.

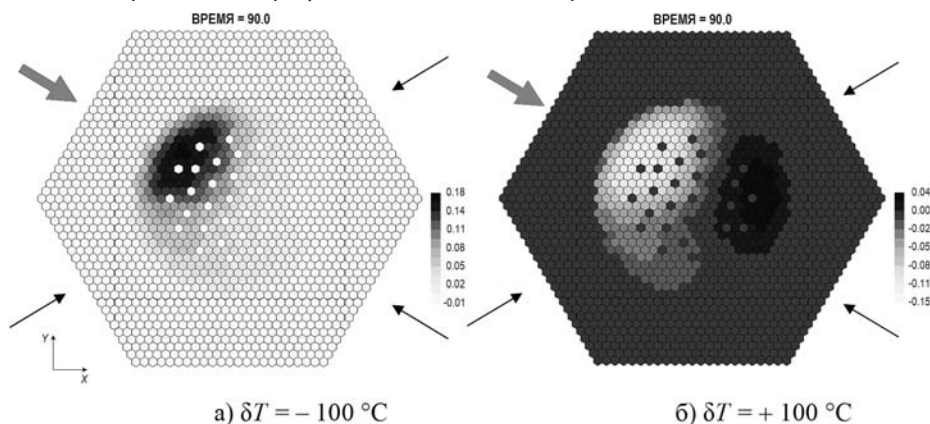


Рис. 7. Относительное изменение мощности сборок при возмущении температуры на входе в активную зону в секторе $X < 0, Y > 0$

Литература

1. Рачков В.И. Атомная энергетика как важнейший фактор устойчивого развития России в XXI веке. // Энергосбережение и водоподготовка. – 2006. – № 6. – С. 2-4.
2. Рачков В.И., Поплавский В.М., Цибуля А.М. и др. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200. // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 201-205.
3. Адамов Е.О., Джалавян А.В., Лопаткин А.В. и др. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. // Атомная энергия. – 2012. – Т. 112. – № 6. – С. 319-330.
4. Швецов Ю.Е. SACTA-3D – теплогидравлический код для покассетного анализа температур-

ного состояния активной зоны / Сб. докл. межведомственного семинара «Теплогидравлические аспекты безопасности активных зон, охлаждаемых водой и жидкими металлами». – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2008.

5. *Kuznetsov I.A., Shvetsov Yu.E.* Calculation of thermal-hydraulic parameters of fast neutron with account of inter-fuel-assembly space influence. Book of extended synopses / International meeting FR09, Dec. 7-11, 2009. – IAEA, Kyoto, Japan. – CN-176. – 2009. – PP. 483.

6. Verification and validation of LMFBR static core mechanics codes. / Part I. Final report of coordinated research program on intercomparison of LMFBR core mechanics codes / IAEA, – IWGFR/75, Vienna, Austria. – 1990.

7. *Забудько Л.М., Лихачев Ю.И., Прошкин А.А.* Работоспособность ТВС быстрых реакторов. – М.: Энергоатомиздат. – 1988.

8. *Suslov I.R., Babanakov D.M.* MAG – The Code for Fine Mesh WWER Calculations / Proc. of 6-th Symposium AER. – 1996.

9. *Suslov I.R.* A preliminary result of calculation of extrapolated-to-zero-mesh-size solution (EZMSS) of the second AER kinetic benchmark by finite-difference code MAG Proceedings of the tenth Symposium of AER. Moscow, 2000. – PP. 449-454.

10. *Суслов И.Р.* Система вычислительных бенчмарков для нейтронно-физических расчетов ВВЭР. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №2. – С. 80-89.

Поступила в редакцию 07.11.2013 г.

Авторы

Швецов Юрий Евгеньевич, ведущий научный сотрудник ЧУ «ИТЦП «ПРОРЫВ», ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

E-mail: shvetsov@ippe.ru

Ашурко Юрий Михайлович, начальник лаборатории ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

E-mail: ashurko@ippe.ru

Суслов Игорь Рюрикович, главный специалист ЧУ ИТЦП «ПРОРЫВ», ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат физ.-мат. наук.

E-mail: suslov@ippe.ru

Раскач Кирилл Федорович, ведущий научный сотрудник ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат физ.-мат. наук.

E-mail: abbn@ippe.ru

Забудько Людмила Михайловна, главный специалист ЧУ «ИТЦП «ПРОРЫВ», ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

E-mail: lزابoud@ippe.ru

Мариненко Евгений Егорович, старший научный сотрудник ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

E-mail: emarinenko@ippe.ru

УДК: 621.039.51

THE UNICO MULTI-PHYSICS CODE TO ANALYZE TRANSIENTS IN SODIUM FAST REACTORS

Shvetsov Yu. E., Ashurko Yu.M., Suslov I.R., Raskach K.F., Zabud'ko L.M., Marinenko E.E.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

ABSTRACT

The Russian multi-physics code UNICO is designed to analyze in detail the temperature and velocity fields in the fast reactor core, under transient conditions. The code is meant to make 3D coupled computation of neutronic, thermal-hydraulic and thermal-mechanic characteristics accurate to each separate core fuel assembly (FA). A core thermal hydraulic model is a set of fuel assemblies installed into an inter-wrapper space. Sodium thermal hydraulics in the core inter-wrapper space is calculated in 3D approximation and the relevant equation system is solved in the triangular computational mesh. Sodium velocity and temperature distribution are taken into account inside each fuel assembly. A 3D FA model is used to calculate the temperature of fuel and steel cladding. Based on the information about the temperature of fuel, fuel element cladding and FA wrappers the core deformation behaviour is analyzed and then the respective changes in neutronic characteristics are calculated. The results of test calculations are given; they confirm the fact that insufficiently correct consideration of spatial distribution of thermal hydraulic parameters in the reactor core can cause appreciable errors (uncertainties).

Key words: multi-physics code, neutronics, thermal hydrolics, thermal mechanics, reactor core, fast reactor, dynamics.

REFERENCES

1. Rachkov V.I. Atomnaya energetika kak vazhnejshij faktor ustojchivogo razvitiya Rossii v XXI veke [Nuclear energy as an important factor for sustainable development of Russia in XXI century]. *Energoberezhenie i vodopodgotovka*. 2006, no. 6, pp. 2–4.
2. Rachkov V.I., Poplavskij V.M., Tsiubulya A.M. e.a. Konceptiya perspektivnogo energobloka s bystrym natrievym reaktorom BN-1200 [Concept of prospective of power unit with fast neutron reactor BN-1200]. *Atomnaya energiya*. 2010, vol. 108, no. 4, pp. 201–205.
3. Adamov E.O., Dzhhalovyan A.V., Lopatkin A.V. e.a. Konceptual'nye polozheniya strategii razvitiya yadernoj energetiki Rossii v perspektive do 2100 g. [Conceptual Development Strategy of Russian nuclear power in the run up to 2100]. *Atomnaya energiya*. 2012, vol. 112, no. 6, pp. 319–330.
4. Shvecov Yu.E. SACTA-3D – teplogidravlicheskiy kod dlya pokassetnogo analiza temperaturnogo sostoyaniya aktivnoj zony. Sbornik dokladov mezhdovedomstvennogo seminara «Teplogidravlicheskie aspekty bezopasnosti aktivnyh zon, ohlazhdaemyh vodoj i zhidkimi metallami». [SACTA-3D thermohydraulic code for assembly-by-assembly analysis of core temperature. Proceedings of the Interdepartmental Workshop on Thermohydraulic Aspects of Water- and Liquid Metal-Cooled Core Safety]. Obninsk, SSC RF-IPPE, 2008. (in Russian).
5. Kuznetsov I.A., Shvetsov Yu.E. Calculation of thermal-hydraulic parameters of fast neutron with account of inter-fuel-assembly space influence. Book of extended synopses, International meeting FR09, Dec. 7-11, 2009. IAEA, Kyoto, Japan. CN-176. 2009. 483 p.
6. Verification and validation of LMFBR static core mechanics codes. Part I. Final report of co-ordinated research program on intercomparison of LMFBR core mechanics codes. IAEA,

IWGFR/75, Vienna, Austria. 1990.

7. Zabud'ko L.M., Lihachev Yu.I., Proshkin A.A. *Rabotosposobnost' TVS bystryh reaktorov*. [Performance of fast reactor fuel assemblies]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1988.

8. Suslov I.R., Babanakov D.M. MAG – The Code for Fine Mesh WWER Calculations. Proc. of 6-th Symposium AER. 1996.

9. Suslov I.R. A preliminary result of calculation of extrapolated-to-zero-mesh-size solution (EZMSS) of the second AER kinetic benchmark by finite-difference code MAG. Proceedings of the tenth Symposium of AER. Moscow, 2000, pp. 449–454.

10. Suslov I.R. Sistema vychislitel'nyh benchmarkov dlya nejtronno-fizicheskikh raschetov WWER [Computing system benchmarks for neutronic calculations of WWER]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2008, no. 2, pp. 80–89.

Authors

Shvetsov Yuriy Evgen'evich, Leading Researcher, Institution «ITC «PRORYV» Project», FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Engineering).

E-mail: shvetsov@ippe.ru

Ashurko Yuriy Mikhajlovich, Head of Laboratory, FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Engineering).

E-mail: ashurko@ippe.ru

Suslov Igor' Ryurikovich, Chief Specialist, Institution «ITC «PRORYV» Project», FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Phys.-Math.).

E-mail: suslov@ippe.ru

Raskach Kirill Fyodorovich, Leading Researcher, FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Phys.-Math.).

E-mail: abbn@ippe.ru

Zabud'ko Lyudmila Mikhajlovna, Chief Specialist, Institution «ITC «PRORYV» Project», FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Engineering).

E-mail: lزابoud@ippe.ru

Marinenko Evgenij Egorovich, Senior Researcher, FSUE «SSC RF-IPPE».

E-mail: emarinenko@ippe.ru