

Функционирование программного обеспечения СВРК ВВЭР-1000 верхнего уровня в условиях реализации в Украине расширенной программы по диверсификации ядерного топлива

Рассматривается возможность и целесообразность разработки в Украине собственного математического обеспечения для СВРК ВВЭР-1000, что является одним из важных условий реализации расширенной программы диверсификации ядерного топлива. Программное обеспечение верхнего уровня предлагается разрабатывать на основе собственных наработок в создании программ восстановления поля энерговыделения, которые ранее успешно использовались в анализе безопасности РБМК-1000.

Ключевые слова: система внутриреакторного контроля энерговыделения, программное обеспечение, восстановление поля энерговыделения, диверсификация ядерного топлива, нейтронно-физические константы.

В. А. Халимончук

Функціонування програмного забезпечення СВРК ВВЕР-1000 верхнього рівня в умовах реалізації в Україні розширеної програми з диверсифікації ядерного палива

Розглядається можливість і доцільність розробки в Україні власного математичного забезпечення для СВРК ВВЕР-1000, що є однією з важливих умов реалізації розширеної програми диверсифікації ядерного палива. Програмне забезпечення верхнього рівня пропонується розробляти на основі власних напрацювань у створенні програм відновлення поля енерговиділення, які раніше успішно використовувалися в аналізі безпеки РБМК-1000.

Ключові слова: система внутріреакторного контролю енерговиділення, програмне забезпечення, відновлення поля енерговиділення, диверсифікація ядерного палива, нейтронно-фізичні константи.

© В. А. Халимончук, 2015

Основное назначение системы внутриреакторного контроля (СВРК) ядерного реактора — контроль теплофизических и нейтронно-физических характеристик активной зоны для обеспечения действий по неперевышению установленных в проекте реактора эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации во всех предусмотренных регламентом режимах эксплуатации.

Функционально СВРК ВВЭР-1000 состоит из программного обеспечения (ПО) нижнего и верхнего уровней.

Программное обеспечение нижнего уровня производит сбор и преобразование всех сигналов термопар, внутриреакторных датчиков (детекторов прямой зарядки — ДПЗ), внезонных датчиков аппаратуры контроля нейтронного потока (АКНП), расходомеров, боромеров и других сигналов с аналогового вида в цифровой вид, осуществляет их предварительную обработку в формат, приемлемый для использования в соответствующем программном продукте как нижнего, так и верхнего уровней.

Основная программа верхнего уровня — программа восстановления поля энерговыделения во всем объеме активной зоны с использованием показаний ДПЗ, дискретно контролирующего пространственное распределение плотности потока тепловых нейтронов. Программа восстановления поля энерговыделения реализована на программе физического расчета реактора и корректировке его результатов с использованием экспериментальных данных показаний ДПЗ.

Исторически в Украине сложилась следующая ситуация. Программа восстановления поля энерговыделения разрабатывалась страной — поставщиком ядерного топлива в Украину (Россией). Изначально эта программа была ориентирована на физические особенности именно российского топлива. Например, поставщик топлива не осуществлял аксиальное профилирование обогащения твэлов ТВС по урану-235 и поэтому программа восстановления не могла работать с аксиально профилированными по обогащению ТВС. С этой проблемой столкнулась Южно-Украинская АЭС уже при организации опытной эксплуатации шести ТВС производства фирмы «Вестингауз», профилированных по обогащению в аксиальном направлении. Этот факт, а также наличие в активной зоне топлива двух производителей потребовало создания новой СВРК, где в качестве программы верхнего уровня была использована программа «Вестингауз» БИКОН. В дальнейшем в процессе расширения программы диверсификации ядерного топлива в Украине возник вопрос, какую именно систему внутриреакторного контроля использовать: американскую на основе ПО «БИКОН» или российскую модернизированную систему на основе ПО «КРУИЗ»?

«КРУИЗ» установлен практически на всех блоках АЭС Украины, но с использованием библиотек нейтронно-физических констант (НФК), подготовленных по разным спектральным программам ТВСМ [1] или SVL и SVC [2]. Ввиду отсутствия в Украине как указанных спектральных программ, так и соответствующих квалифицированных пользователей ими, самостоятельная подготовка НФК для «КРУИЗ» с использованием программ ТВСМ или SVL и SVC в данное время невозможна: необходимы покупка этих расчетных кодов и подготовка соответствующих специалистов для их использования. Самостоятельная подготовка аналогичных НФК для «КРУИЗ» по другим спектральным программам, которые имеются в Украине, возможна, но несомненно столкнется с необходимостью достаточно адекватного знания вида НФК и формата их

представления в «КРУИЗ». Следует заметить, что НФК для программы восстановления поля энерговыделения должны быть подготовлены по всем типам ТВС с использованием одного спектрального кода: использование в одной программе физического расчета НФК ТВС, подготовленных разными спектральными кодами, физически и математически некорректно.

Таким образом, реализация в Украине расширенной программы диверсификации ядерного топлива, включая использование в будущем топлива производства собственного завода, ввиду наличия на всех энергоблоках АЭС Украины СВРК «КРУИЗ» производства России всегда будет зависимой от желания этой страны предоставить необходимую библиотеку НФК. Эта услуга, требующая соответствующего финансирования, будет востребованной постоянно, так как топливо постоянно модернизируется и изменяется в зависимости от реализации различных топливных циклов.

«БИКОН» испробован на 3-м блоке ЮУ АЭС. В Украине есть коллектив инженеров, обладающий знаниями в области подготовки необходимых НФК для любых видов топлива, которые используются сейчас и могут быть использованы в будущем. Реализация этого пути дает возможность Украине в дальнейшем независимо осуществлять программу диверсификации ядерного топлива без привлечения услуг специалистов конкурирующей страны — производителя ядерного топлива ВВЭР для подготовки НФК. Однако, во-первых, приобретение для других энергоблоков программы восстановления поля энерговыделения «БИКОН» производства «Вестингауз» связано с дополнительными финансовыми расходами, а во-вторых, в случае необходимости модернизации «БИКОН» зависимость от «Вестингауз» сохраняется.

Перечисленные возможные направления деятельности по реализации программы диверсификации ядерного топлива в Украине за счет поддержания работоспособности существующего программного продукта верхнего уровня СВРК ВВЭР-1000 являются временными, финансово расходными и не обеспечивают полной независимости Украины в решении этой проблемы. Решение проблемы лежит в области создания в Украине собственной СВРК для ВВЭР-1000, где в качестве программного продукта верхнего уровня будет использована программа восстановления поля энерговыделения *собственной разработки*, включая и необходимую библиотеку НФК. Такая СВРК всегда может быть модернизирована как в части применения более совершенных алгоритмов, так и в части сервисного обеспечения. По такому пути пошли Финляндия, Чехия, Венгрия, Словакия. Уверенность в возможности решения этой задачи в Украине основана на наличии в Украине разработок программного обеспечения СВРК ВВЭР-1000 нижнего уровня [3], собственной программы физического расчета ВВЭР-1000 [4, 5], а также опыта создания программ восстановления поля энерговыделения для РБМК-1000, методология которых рассмотрена далее и вполне может быть применена для ВВЭР-1000.

Методология восстановления пространственного распределения энерговыделения в активной зоне ядерного реактора. Наличие достаточно большой совокупности неопределенностей в исходных данных (неточное знание пространственного распределения глубины выгорания топлива, размеров топливных сборок и твэлов, распределения плотности теплоносителя; наличие допусков на обогащение и массу топлива, плотности материалов

и др.) и погрешностей расчетной модели приводит к отличиям расчетного и экспериментального распределения энерговыделения в исходном состоянии реактора. Чтобы исключить влияние неточностей расчета на результаты пространственного распределения энерговыделения в СВРК, используется процедура восстановления поля энерговыделения.

Неадекватность расчетной модели и недостаток информации о свойствах активной зоны можно трактовать как неточное знание диффузионных констант. Если каким-либо образом подправить эти константы, можно добиться лучшего совпадения расчетного поля энерговыделения с экспериментальным.

Для реакторов на *тепловых нейтронах* влияние неадекватности расчетной модели и неточности сечений взаимодействия нейтронов на пространственное распределение поля нейтронов может быть исправлено за счет корректировки, например, только сечения поглощения нейтронов в тепловой группе (Σ_{a2}) или коэффициента размножения нейтронов однородной решетки ТВС K_{∞} в случае использования, соответственно, двухгрупповой или одногрупповой диффузионной модели переноса нейтронов. Оправданием такого предположения служит то, что в тепловых реакторах основная часть делений происходит в тепловой группе, а величина (Σ_{a2}) наиболее влияет на плотность потока тепловых нейтронов. Кроме того, сечения взаимодействия нейтронов всегда известны с определенной точностью, и их корректировка в пределах точности знания имеет право на реализацию. Именно такой подход к решению проблемы восстановления поля энерговыделения предложен в [6] применительно к двухмерной (плоской) геометрии реактора и позже использован в программах трехмерного расчета РБМК-1000 [7, 8]. Привлекают в этом методе его простота, слабое изменение локальной структуры распределения поля энерговыделения.

Математически задача восстановления поля нейтронов в случае использования *двухгрупповой* диффузионной модели переноса нейтронов может быть сформулирована так:

$$\begin{aligned} \nabla D_1(\mathbf{r}) \cdot \nabla \Phi_1(\mathbf{r}) - \Sigma_{a1}(\mathbf{r}) \cdot \Phi_1(\mathbf{r}) - \Sigma_{1 \rightarrow 2}(\mathbf{r}) \cdot \Phi_1(\mathbf{r}) + \\ + \frac{1}{K_{eff}} \sum_{g=1}^2 v \Sigma_{f,g}(\mathbf{r}) \cdot \Phi_g(\mathbf{r}) = 0; \\ \nabla D_2(\mathbf{r}) \cdot \nabla \Phi_2(\mathbf{r}) - \Sigma_{a2}(\mathbf{r}) \cdot \Phi_2(\mathbf{r}) + \Sigma_{1 \rightarrow 2}(\mathbf{r}) \cdot \Phi_1(\mathbf{r}) - \\ - \delta \Sigma_{a2}(\mathbf{r}) \cdot \Phi_2(\mathbf{r}) = 0, \end{aligned} \quad (1)$$

а *одногогрупповой* модели переноса нейтронов — так:

$$\nabla^2 \Phi(\mathbf{r}) + \frac{K_{\infty}(\mathbf{r}) - 1}{M^2(\mathbf{r})} \Phi(\mathbf{r}) + \frac{\delta K_{\infty}(\mathbf{r})}{M^2(\mathbf{r})} \Phi(\mathbf{r}) = 0. \quad (2)$$

В формулах приведены общепринятые обозначения, а члены $\delta \Sigma_{a2}(\mathbf{r}) \Phi_2(\mathbf{r})$ и $\frac{\delta K_{\infty}(\mathbf{r})}{M^2(\mathbf{r})} \Phi(\mathbf{r})$ введены для описания несогласованности расчетного и экспериментального поля нейтронов. Определение $\delta K_{\infty}(\mathbf{r})$ и $\delta \Sigma_{a2}(\mathbf{r})$ представляет собой решение задачи восстановления поля нейтронов.

Уравнения (1) или (2) с начальными значениями $\delta \Sigma_{a2} = 0$ и $\delta K_{\infty} = 0$ записываются в конечноразностной форме и решаются при условии поддержания заданных

значений плотности потока тепловых нейтронов в местах расположения датчиков внутриреакторного контроля (ВРК).

Для простоты восприятия рассмотрим процедуру определения поправок $\delta\Sigma_{a2}(\mathbf{r})$ при использовании двухгрупповой модели переноса нейтронов (1) в плоской x - y геометрии для квадратной решетки (характерна для PWR и РБМК). Второе уравнение из (1) в конечных разностях с одним расчетным узлом на ТВС может быть преобразовано в систему алгебраических уравнений. Для этого производится интегрирование (1) по сечению S i, j -й ноды (ТВС). При этом интеграл от первого члена (1) преобразуется с использованием формулы Остроградского

$$\int_{\Delta S} \nabla D_2 \nabla \phi_2 dS = \oint D_2^* \frac{\partial \phi}{\partial n} dl,$$

где $D_2^* = \frac{2 \cdot D_2^a \cdot D_2^b}{D_2^a + D_2^b}$ — коэффициент диффузии на границе раздела сред «а» и «b» (рис. 1) с разными диффузионными свойствами, который определяется из условия сшивки токов нейтронов на границах (Л — левой, Пр — правой, В — верхней и Н — нижней) раздела нод с разными свойствами; $\frac{\partial \phi}{\partial n}$ — производная от плотности потока тепловых нейтронов по внешней нормали к поверхности, ограничивающей расчетную ноду.

Выполнив конечноразностную аппроксимацию в предположении постоянства нейтронно-физических свойств в пределах расчетной ноды, система алгебраических конечноразностных уравнений, эквивалентная дифференциальному уравнению (1) для тепловой группы нейтронов, будет выглядеть следующим образом:

$$D_L (\phi_2^{i-1,j} - \phi_2^{i,j}) + D_{Пр} (\phi_2^{i+1,j} - \phi_2^{i,j}) + D_V (\phi_2^{i,j-1} - \phi_2^{i,j}) + D_H (\phi_2^{i,j+1} - \phi_2^{i,j}) - \Sigma_{a2}^{i,j} \phi_2^{i,j} \Delta^2 + \Sigma_{1 \rightarrow 2}^{i,j} \phi_1^{i,j} \Delta^2 = 0, \quad (3)$$

где Δ — шаг квадратной решетки.

Подобным образом может быть записана и система алгебраических уравнений, эквивалентная дифференциальному уравнению (1), для *быстрой группы нейтронов*.

Системы конечноразностных двухгрупповых уравнений вида (3) решаются, как правило, итерационным способом с разделением итераций на внутренние (отдельно в быстрой и тепловой группах) и внешние. При выполнении *внутренних* итераций по определению плотности потока тепловых нейтронов поток нейтронов в точках, соседствующих с датчиком, определяется на основании одного и того же известного экспериментального значения в месте расположения датчика. Например, если датчик находится в точке i, j (рис. 1), при расчете плотности потока тепловых нейтронов в окружающих четырех нодах ($i, j-1$; $i, j+1$; $i-1, j$; $i+1, j$) в каждой внутренней итерации используется показание датчика в ноды i, j . При расчете же плотности потока нейтронов в расчетном узле i, j , где находится сам датчик, плотность потока нейтронов пересчитывается в каждой внутренней итерации с учетом текущих значений потока в окружающих нодах.

После завершения процедуры внутренних итераций, когда расчетное значение плотности потока нейтронов

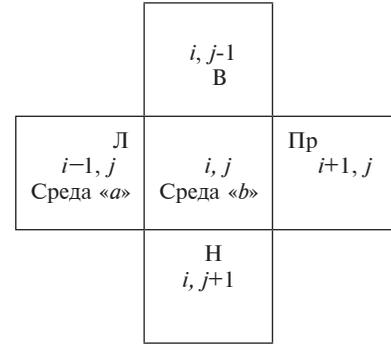


Рис. 1. Нумерация расчетных нод на 5-точечном шаблоне

в месте расположения датчика максимально совпадает с соответствующим экспериментальным значением, из конечноразностного уравнения (3) определяются значения Σ_{a2} в местах расположения самих датчиков. Отклонения найденных значений Σ_{a2} от предыдущих в местах расположения датчиков $\Delta\Sigma_{a2} = \Sigma_{a2}^n - \Sigma_{a2}^{n-1}$ (n — номер внешней итерации) равномерно «размазываются» на некоторую область вокруг рассматриваемого датчика. Основанием для «размазывания» является размещение датчиков в правильной решетке. Таким образом, получается массив $\delta\Sigma_{a2}(\mathbf{r})$. Затем снова выполняется расчет с заданными потоками в местах расположения датчиков ВРК. Восстановление поля энерговыделения считается законченным, когда максимальные значения величин $\left| \frac{\Sigma_{a2}^n(\mathbf{r}) - \Sigma_{a2}^{n-1}(\mathbf{r})}{\Sigma_{a2}^n(\mathbf{r})} \right|$ меньше некоторого заданного минимального значения ϵ . Одновременно

с выполнением расчета по определению на внешних итерациях поправок восстановления в сечение поглощения нейтронов в тепловой области можно производить и учет обратных связей по неравномерному отравлению ^{135}Xe и ^{149}Sm , температурам теплоносителя и топлива, плотности теплоносителя.

Вообще говоря, решение системы уравнений (1) с заданными значениями плотностей потоков нейтронов в местах расположения датчиков в процессе введения поправок в Σ_{a2} должно в итоге при $\epsilon \rightarrow 0$ обеспечивать стремление K_{eff} к значению 1,0. Но при использовании блока восстановления, например, в программе пространственной кинетики для расчета начального распределения поля энерговыделения, может понадобиться для согласованности стационарного состояния дополнительная нормировка $\vartheta_{\Sigma_{f,1}}$ и $\vartheta_{\Sigma_{f,2}}$ на K_{eff} .

В случае реакторов с малым количеством датчиков контроля энерговыделения по высоте активной зоны и различными нормировками в показаниях датчиков контроля по радиусу ДКЭ(R) и высоте ДКЭ(H) активной зоны (например, реактор РБМК) задача восстановления поля энерговыделения значительно усложняется. Предварительно показания ДКЭ(R) и ДКЭ(H) с учетом поправок ξ_D , ξ_{TD} , $K_{гр}$ и $K_{ап}$ [9] (ξ_D — коэффициент, учитывающий выгорание эмитера i -го ДКЭ от его интегрального тока; ξ_{TD} — коэффициент, учитывающий изменение мощности ТВС с ДКЭ от ее энерговыработки; $K_{гр}$ — абсолютный градуировочный коэффициент i -го ДКЭ; $K_{ап}$ — аппаратная константа СВРК) приводятся к виду,

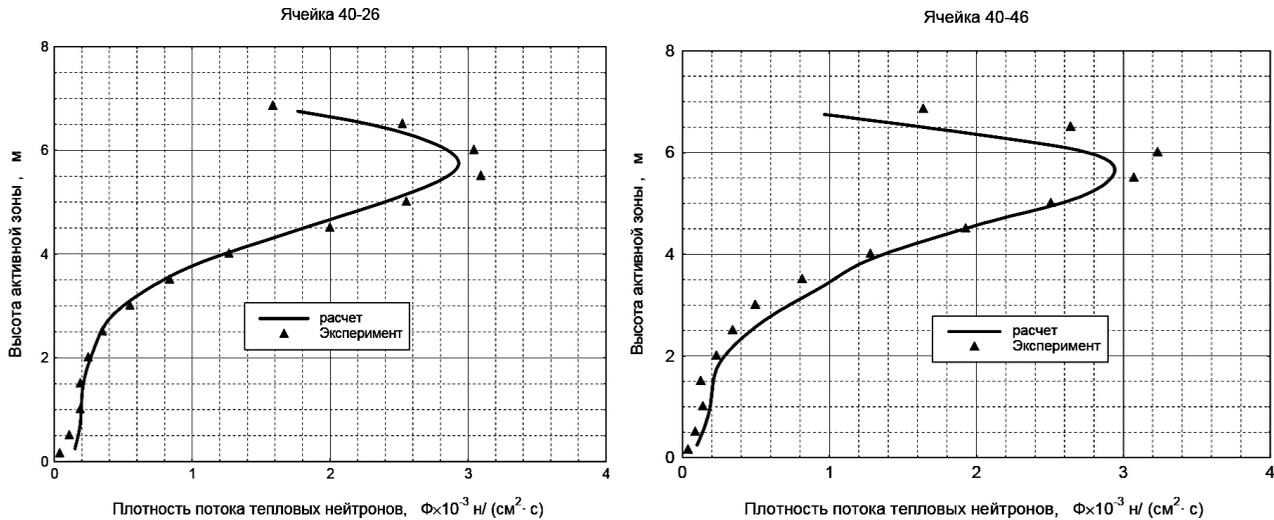


Рис. 2. Сравнение расчетно-восстановленных аксиальных распределений плотности потока тепловых нейтронов с экспериментально измеренными

пропорциональному плотности потока тепловых нейтронов. При этом сохраняется различие в нормировках показаний ДКЭ(R) и ДКЭ(H).

В местах расположения ДКЭ(R) в процессе итераций поддерживается постоянная величина интеграла в распределении плотности потока тепловых нейтронов, т. е.

$$I_{X,Y} = \int_0^H \Phi(x, y, z) dz = \text{const},$$

где $I_{X,Y}$ — ток радиального датчика с координатами x , y и с учетом поправок ξ_D , ξ_{TD} , $K_{гр}$ и $K_{ап}$.

В местах же установки ДКЭ(H) никакие ограничения на $I_{X,Y}$ не накладываются. Здесь поддерживается известный профиль распределения плотности потока тепловых нейтронов по высоте активной зоны, т. е. следующая функция:

$$P_{\text{ДКЭ}(H)}(z) = \frac{\Phi(z)}{\bar{\Phi}},$$

где $\bar{\Phi}$ — среднее значение плотности потока тепловых нейтронов по высоте рассматриваемого датчика.

Программа восстановления поля энерговыделения, основанная на описанном алгоритме, может быть использована не только как программное обеспечение СВРК верхнего уровня, но и в виде блока в программах физического расчета реактора для достижения максимальной согласованности расчетного и экспериментального пространственного распределения энерговыделения в исходной точке переходного процесса, тем самым исключая влияние неточностей расчета исходного состояния на результаты последующего моделирования выбранного переходного режима. Кроме того, без больших затрат счетного времени можно формировать различные пространственные распределения энерговыделения в начальной точке переходного процесса, что важно при прогнозировании различных ситуаций эксплуатации энергоблоков.

Согласно описанному здесь алгоритму были разработаны блоки восстановления поля энерговыделения для программ трехмерной кинетики РБМК-1000 «СТЕРА» [7] и «ТРЕП» [8].

Результаты использования описанной методологии восстановления пространственного распределения энерговыделения в реакторах РБМК-1000. Опыт использования этой методологии для восстановления поля энерговыделения в реакторах РБМК-1000, для которых из-за большого количества неопределенностей в параметрах активной зоны характерно значительное отличие расчетных значений мощности каналов (ТВС) от экспериментальных (около 40–50 %), показал возможность существенного исправления макрохода расчетного распределения энерговыделения. При этом влияние на изменение локальной структуры энерговыделения (отношение мощности данной ТВС к средней мощности окружающих ее ТВС) очень слабое — приблизительно 0,5 %.

В сентябре 1986 года, после аварии на Чернобыльской АЭС, во время физического пуска энергоблока № 1 был выполнен эксперимент по определению объемного распределения плотности потока тепловых нейтронов в активной зоне «холодного» разотравленного реактора. Методом активации медной проволоки получено аксиальное распределение плотности потока тепловых нейтронов в 41 ТВС.

Для того чтобы ответить на вопрос, насколько хорошо при использовании описанной выше методологии восстановления пространственного распределения энерговыделения рассчитываются мощности ТВС в пространстве между датчиками, был выполнен расчет с использованием программы ТРЕП [8], в которой в качестве модели переноса нейтронов используется уравнение (2), а в процессе восстановления поля энерговыделения корректируется K_{∞} . Для восстановления поля нейтронов использовалась экспериментальная информация об аксиальном распределении плотности потока нейтронов в 21 ТВС. В остальных 20 ТВС проведено сравнение измеренных и полученных после восстановления высотных распределений плотности потока тепловых нейтронов.

На рис. 2 представлены расчетные и экспериментальные аксиальные распределения плотности потока тепловых нейтронов для двух ячеек, находящихся в центральной области активной зоны; плотность потока тепловых нейтронов дана в нормировке, соответствующей экспериментальным данным. Сравнение показывает, что, несмотря на малое количество точек, используемых при восстановлении, средняя по высоте активной зоны

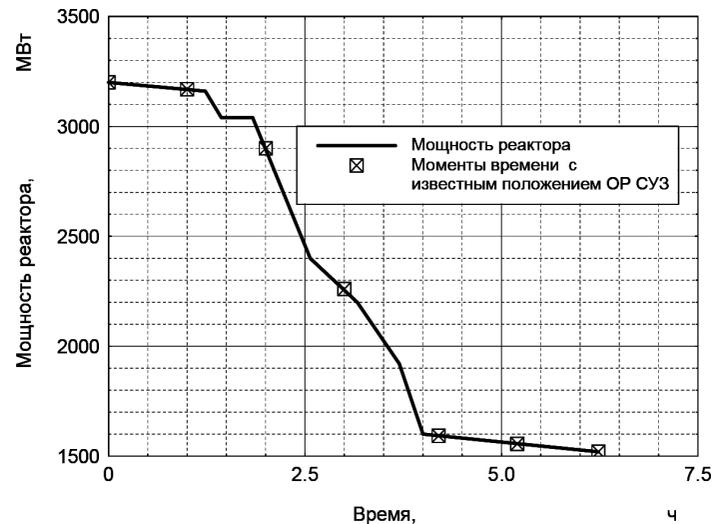


Рис. 3. График изменения мощности реактора в переходном процессе на энергоблоке № 1 Чернобыльской АЭС 27.01.1987

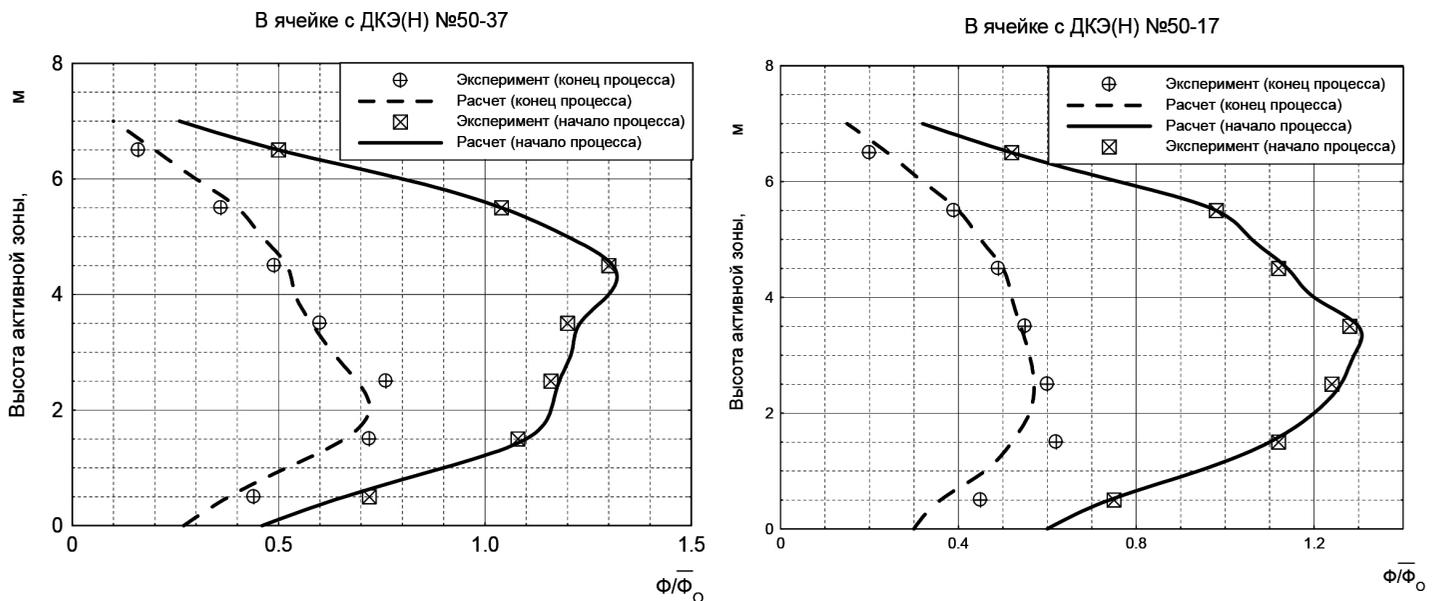


Рис. 4. Сравнение расчетного и экспериментального аксиальных распределений плотности потока тепловых нейтронов в начале и конце переходного процесса снижения мощности на энергоблоке № 1 Чернобыльской АЭС 27.01.1987. В начале процесса — расчет с восстановлением, в конце — расчет без восстановления

погрешность восстановления плотности потока тепловых нейтронов (определяемая отношением среднего по высоте отклонения расчетного потока от экспериментального к среднему значению экспериментального потока по высоте активной зоны) в центральной зоне реактора находится в диапазоне 8—20 %. Следует заметить, что рассматриваемое состояние отличается определенными трудностями при восстановлении, заключающимися в том, что в «холодных» состояниях, в отличие от «горячих» (при эксплуатации на мощности), распределение плотности потока тепловых нейтронов по радиусу и высоте активной зоны РБМК сильно деформировано. В связи с этим максимальная величина коррекции K_{∞} в данном случае составила около 2 %.

На рис. 3 и 4 приведены результаты тестирования программы ТРЕП на реальном переходном процессе снижения мощности энергоблока № 1 Чернобыльской АЭС,

состоявшемся 27.01.1987 (начало в приблизительно 20 часов). На рис. 3 точками отмечены моменты времени, для которых известны положения органов регулирования и картограммы распределения энерговыделения по ДКЭ(Р).

При моделировании рассматриваемого переходного процесса учитывались обратные связи по концентрации ^{135}Xe и быстрому мощностному коэффициенту реактивности. По температуре графита обратная связь не учитывалась, так как с помощью изменения состава продувки графитовой кладки реактора ее температура поддерживалась постоянной.

На рис. 4 сравниваются аксиальные распределения плотности потока тепловых нейтронов в двух ячейках с ДКЭ(Н) для начала и конца этого же переходного процесса.

Как показали результаты исследования, достижение максимального согласия восстановленного аксиального распределения энерговыделения с показаниями ДКЭ(Н)

в начальной точке переходного процесса обеспечивает лучшее согласие расчетного и экспериментального аксиального распределения в ходе самого процесса, тем самым повышается прогнозируемость результатов физического моделирования.

Успешное использование методики восстановления поля энерговыделения в исследованиях физических процессов в РБМК-1000 дает основание рассматривать возможность ее применения для разработки программного обеспечения верхнего уровня в СВРК ВВЭР-1000.

Выводы

Проанализированы два пути по обеспечению независимости Украины в реализации программы диверсификации ядерного топлива.

Первый путь основан на поддержании работоспособности существующего программного продукта верхнего уровня СВРК ВВЭР-1000 «КРУИЗ» российской разработки или «БИКОН» разработки «Вестингауз». Показано, что оба эти направления не дают полную независимость Украины от услуг зарубежных фирм, являются временными, финансово расходными и не обеспечивают возможность самостоятельной модернизации.

Оптимальное решение проблемы лежит в плоскости реализации второго пути: создания в Украине собственной СВРК для ВВЭР-1000, где в качестве программного продукта как нижнего, так и верхнего уровней будут использованы разработки украинских инженеров, включая как программу восстановления поля энерговыделения, так и необходимую библиотеку НФК. Такая СВРК всегда может быть модернизирована как в части применения более совершенных алгоритмов, так и в части сервисного обеспечения.

Анализ показывает, что создание собственной СВРК для ВВЭР-1000 возможно, поскольку в Украине имеются наработки и специалисты, усилиями которых может быть разработано ПО как нижнего, так и верхнего уровней. Этот путь в перспективе обеспечит полную самостоятельность Украины в вопросе реализации программы диверсификации ядерного топлива.

Список использованной литературы

1. Программа ТВС-М (версия 1.4). Аттестационный паспорт программного средства. Регистрационный номер ПС в ЦЭП №6 11 от 31.07.2006. Регистрационный номер паспорта регистрации ПС № 239 от 23.09.2008 / Федеральная служба РФ по экологическому, технологическому и атомному надзору. — М., 2008.
2. Нейтронно-физический решеточный код SVL : Отчет РНЦ «Курчатовский институт». Институт ядерных реакторов / Рук. работы Лалетин Н. И., исполнитель Ковалишин А. А. — Ч. 1: Математические модели и алгоритмы. — М., 2004. — 134 с.
3. Будик Д. В. Модернизированная система внутриреакторного контроля для реакторных установок ВВЭР-1000 // Вс б. «Системы контроля и управления технологическими процессами» под общей ред. В. В. Елисеева. — Луганск: Светлица, 2006. — С. 55–71.
4. Zhukov A. I. Use of Local Variation Method of Nuclear Design Calculations / A. I. Zhukov // Nuclear Science and Engineering. — 2008. — № 159. — P. 48–55.

5. Zhukov A. I. Control Rod Ejection Accideht-Benchmark Solution with FEM Code Difis / A. I. Zhukov, A. M. Abdullayev // Proceedings of the 17th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE17, July 12–16, 2009, Brussels, Belgium.

6. Анализ возможности повышения точности расчета распределения мощности: Отчет ИАЭ им. И. В. Курчатова / Краюшкин А. В., Романенко В. С. — Инв. № 33/499684, № гос. регистр. Ф14192. — 1984.

7. Верификационный отчет. Программа STEPAN/KOBRA для анализа аварий РБМК: Отчет РНЦ КИ. — 2002. — Инв. №33–02/29.

8. Халимончук В. А. ТРЕП — быстродействующая программа для исследования нестационарных режимов РБМК в трехмерной геометрии / В. А. Халимончук, А. В. Краюшкин. — К., 1990. — (Препринт КИЯИ-90-18), 32 стр.

9. Алгоритм программы ПРИЗМА : Отчет НИКИЭТ / Ефанов А. И., Постников В. В., Павлов И. К. — М., 1977. — Инв. № E12.146-13432.

References

1. TVS-M Program (version 1.4), Software Certificate, Software Registration No. 611 dated 31 July 2006, Registration Certificate Registration No. 239 dated 23 September 2008, Federal Service of the Russian Federation for Environmental, Process and Nuclear Supervision, Moscow (2008).
2. Laletin, N. I., Kovalishin, A. A. (2004), SVL Neutron Lattice Code [Нейтронно-физический решеточный код SVL], Kurchatov Institute Report, Institute of Nuclear Reactors, Part I “Mathematical Models and Algorithms”, Moscow, 134 p. (Rus)
3. Budik, D. V., Yeliseev, V. V. (ed.) (2006), “Modernized In-Core Monitoring System for WWER-1000”, Process Control and Management Systems [Modernizirovannaya Sistema vnutrireaktornogo kontrolya dlia reaktornykh ustanovok VVER-1000, sistemy kontrolya i upravleniya tekhnologicheskimi protsessami VVER-1000], Lugansk, pp. 55–71. (Rus)
4. Zhukov, A. I. (2008), “Use of Local Variation Method of Nuclear Design Calculations”, Nuclear Science and Engineering, No. 159, pp. 48–55.
5. Zhukov, A. I., Abdullayev, A. M. (2009), “Control Rod Ejection Accident-Benchmark Solution with FEM Code Difis”, Proceedings of the 17th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE17, July 12–16, Brussels, Belgium.
6. Kraiushkin, A. V., Romanenko, V. S. (1984), “Analysis of the Possibility for Improving Accuracy of Power Distribution Calculation: Report of the Kurchatov Institute” [Analiz vozmozhnosti povysheniia tochnosti rascheta raspredeleniia moschnosti: Otchet IAE im. I. V. Kurchatova], Inv. No. 33/499684, State Registration No. F14192. (Rus)
7. Verification Report. STEPAN/KOBRA Program for Analysis of RBMK Accidents: Report of the Kurchatov Institute [Verifikatsionnyi otchet. Programma STEPAN/KOBRA dlia Analiza Avarii RBMK: Otchet RNTs KI] (2002), Inv. No. 33–02/29. (Rus)
8. Khalimonchuk, V. A., Kraiushkin, A. V. (1990), TREP — Rapid Program for Examination of Non-Stationary Modes of RBMK in Three-Dimensional Geometry [TREP — bystrodeistvuiushaiia programma dlia issledovaniia nestatsionarnykh rezhimov RBMK v trekhmernoi geometrii], Kyiv, (Preprint KIYaI-90–18), 32 p. (Rus)
9. Yefanov, A. I., Postnikov, V. V., Pavlov, I. K. (1977), PRISMA Program Algorithm: Report of Research and Development Institute of Power Engineering [Algoritm programy PRISMA: Otchet NIKIET], Moscow, Inv. No. E12.146–13432. (Rus)

Получено 09.01.2015.