

МАКРОПОДГРУППОВОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

А.А. Безбородов*, Д.А. Клинов, В.В. Колесов**, В.Ю. Стогов*,
И.Р. Суслов*, В.И. Фоломеев***

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

***Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск*



Целью работы является применение макроподгруппового метода описания сечений взаимодействия нейтронов с ядрами нуклидов среды в резонансной области энергий для физического моделирования реакторных установок на быстрых нейтронах с невоспроизводящими экранами.

Согласно действующим и разрабатываемым государственным программам развития российской ядерной энергетики, реакторы на быстрых нейтронах кроме требований безопасности и конкурентоспособности должны удовлетворять требованиям экологичности замкнутого топливного цикла и режиму нераспространения ядерных материалов. Последнее достигается за счет специального замкнутого топливного цикла, в котором химпереработка производится без отделения плутония от урана. В этом случае плутоний в чистом виде нигде не проявляется, технология его выделения не используется, и тем самым реализуется принцип технологической защищенности топливного цикла от его использования для производства вооружений.

В активной зоне нет внутренних и внешних зон воспроизводства, которые несовместимы с принятым топливным циклом. Вместо воспроизводящих экранов должны быть стальные отражатели. Предполагается создание промышленной базы по производству смешанного уран-плутониевого топлива, завода по регенерации топлива и других объектов, позволяющих замкнуть топливный цикл по плутонию и младшим актинидам и на практике показать экологические достоинства подобного цикла с точки зрения уменьшения радиотоксичности РАО и возможность технологической поддержки режима нераспространения.

Современные исследования в данной области весьма интенсивны, имеют международный характер, что выгодно всем участвующим в них сторонам. В рамках программы утилизации российского оружейного плутония в течение последних нескольких лет совместно с Японским институтом топливного цикла (JNC) и в соответствии с контрактом с Министерством энергетики США на физическом стенде БФС (ГНЦ РФ-ФЭИ, Россия) были собраны критические сборки серии БФС-62, имитирующие гибридную активную зону реактора БН-600 со смешанным уран-плуто-

© **А.А. Безбородов, Д.А. Клинов, В.В. Колесов, В.Ю. Стогов, И.Р. Суслов,
В.И. Фоломеев, 2009**

ниевым топливом (МОХ-топливо) [1,2]. Исследования были сосредоточены на измерениях натриевого пустотного эффекта реактивности и распределений скоростей делений [3] изотопов урана и плутония, особенно, в боковом стальном экране (условие замкнутого топливного цикла). Расчетные исследования с подготовленными традиционным способом 26-групповыми константами выполнялись по трехмерному коду TRIGEX [4], широко используемому в научно-исследовательских и проектных проработках быстрых реакторов типа БН (БН-600, БН-800, CEFR, инновационные проекты). Наличие модуля FFCP [5,6] позволяет использовать программу и для анализа экспериментов на действующих реакторах (БН-350, БОР-60, БН-600) и критических сборках (БФС и др.) с учетом их сложной гетерогенной структуры. Проведено сравнение расчетных и экспериментальных распределений скоростей реакций деления ^{235}U . На сборках со стальным отражателем (БФС-62-2 и БФС-62-3А) отличие расчета от эксперимента достигает до +25% внутри стального экрана и до -10% на его периферии.

Совместно с компанией UT-Battelle (США) и ОАО «ТВЭЛ» (Россия) в 2006 г. [7] на сборках БФС-68 проводилось изучение характеристик влияния плотности нейтронного потока на несменяемые элементы внутри корпусных конструкций реактора, расположенных в районе выгородки элеваторов и в районе внутриреакторного хранилища при замене бокового экрана БН-600 из двуокиси обедненного урана (воспроизводящий экран) на стальной (условие замкнутого топливного цикла) для обоснования продления ресурса реактора с 30 до 45 лет. Для численного анализа нейтронных полей был использован широкий набор расчетных кодов, включающий в себя использующийся при проектировании трехмерный код TRIGEX (Россия), основанный на диффузионном приближении; прецизионные сеточные коды DORT (США) и KATRIN (Россия), использующие метод дискретных ординат; коды прямого моделирования переноса нейтронов методом Монте-Карло MMCKENO (Россия и США) и MCNP (США). Расчеты проводились с использованием традиционно подготовленных констант в 26-ти и 299-ти энергетических группах. На сборках измерены радиальные распределения скоростей реакций деления. Проводилось сравнение расчетов с экспериментом. Результаты аналогичны полученным для сборок БФС-62.

Рассчитываемые величины не совпадают с измеренными в пределах заявленных погрешностей в районе стального отражателя, что связано со сложной структурой сечений железа и учетом эффектов резонансной самоэкранировки в смесях с натрием и компонентами нержавеющей стали традиционным методом. Поскольку доля тепловыделения в боковой зоне воспроизводства довольно значительна, без точных знаний ее нельзя просто заменить стальным отражателем. Это может привести к необходимости изменений границ активной зоны для компенсации тепловыделения. Что является существенным изменением конструкции. Традиционный способ подготовки многогрупповых констант ответственен за столь большие погрешности.

Групповые константы, подготавливаемые традиционным способом (основные приближения – протяженные гомогенные физические зоны с допущением разделения энергетических и пространственных переменных нейтронного спектра, по которому усредняются групповые константы в пределах энергетической группы, как следствие, неучет нерассеянных нейтронов на границах зон), хорошо зарекомендовали себя в физике быстрых реакторов с традиционной активной зоной. В случае же быстрых реакторов с отражателями из конструкционных материалов средней атомной массы (железа, никеля) на границе с отражателем имеются переходные области, в которых резонансная структура нейтронного спектра, харак-

терная для данной зоны, испытывает влияние резонансной структуры спектра соседней зоны. Особенность резонансной структуры железа – наличие глубоких минимумов в полном сечении из-за интерференции резонансного и потенциального рассеяний. Длина свободного пробега нейтронов с энергией, соответствующей интерференционным минимумам, составляет десятки сантиметров. Этим обуславливаются большие размеры переходных приграничных областей, в которых устанавливается резонансная структура нейтронного спектра. Сильна пространственная зависимость резонансной самоэкранировки сечений. В этом случае групповые константы не учитывают граничные резонансные эффекты, вызванные нерассеянными резонансными нейтронами, спектр которых ослабляется по экспоненте и существенно зависит от координат. Разделение энергетических и пространственных переменных нейтронного спектра не корректно.

Выполнявшиеся ранее по различным компьютерным программам нейтронно-физические расчеты небольших по размеру критических экспериментальных сборок со стальными отражателями на различных стендах (в частности БФС-40 [8]) выявили большое влияние граничных резонансных эффектов на нейтронно-физические характеристики их активных зон. Используя традиционные константы занижали их критичность от 3,5 до 4,5%. Ситуация была исправлена с применением метода подгруппового описания резонансной структуры нейтронных сечений внутри энергетических групп [9–11].

Нейтрон при значении лётаргии u имеет полное сечение взаимодействия с веществом Σ_t , а в резонансной области оно сильно флуктуирует. В подгрупповом методе множество возможных значений Σ_t в интервале лётаргии Δu задается распределением вероятностей $P(\Sigma_t)$. Вместо риманова интегрирования на групповом интервале лётаргии Δu сильно флуктуирующих функций осуществляется переход к интегрированию по Лебегу с использованием Σ -представления:

$$\langle f(\Sigma_t) \rangle_g = \int_{\Sigma_{t,g}^{\min}}^{\Sigma_{t,g}^{\max}} d\Sigma_t f(\Sigma_t) P_g(\Sigma_t), \quad (1)$$

где $P_g(\Sigma_t)$ – плотность вероятности найти среди нейтронов, распределенных по интервалу Δu , такие, которые взаимодействуют с полным сечением Σ_t . Применение квадратурной формулы вида

$$\langle f(\Sigma_t) \rangle_g = \sum_{k=1}^{K_g} a_k f(\Sigma_{t,k}) \quad (2)$$

соответствует аппроксимации $P_g(\Sigma_t)$ конечной суммой взвешенных δ -функций (δ -представление):

$$P_g(\Sigma_t) = \sum_{k=1}^{K_g} a_k \delta(\Sigma_t - \Sigma_{t,k}), \quad (3)$$

где a_k и $\Sigma_{t,k}$ ($k = 1, \dots, K_g$) – фиксируемые для группы g константы, не зависящие от вида интегрируемой функции $f(\Sigma_t)$. При увеличении числа K_g квадратурные формулы становятся сколь угодно точными. Обычно достаточно $K_g = 2-5$, т.е. подгрупп для одного нуклида.

Подгрупповое представление резонансной структуры сечений наиболее выгодно в области неразрешенных резонансов, где эта структура или вообще не измерена, или измерена с плохим разрешением, что важно для физики реакторов на быстрых нейтронах. Для нейтронов одной и той же подгруппы эффекты резонансной самоэкранировки не существенны, поскольку эти нейтроны обладают близкими сечениями. Следовательно, расчет распространения нейтронных подгрупп в

среде может осуществляться по заранее составленным эффективным константам, зависящим лишь от состава среды, но не от ее размеров и состава сред, с которыми она граничит. Резонансная структура нейтронных сечений всей среды менее выражена, чем структура ее отдельных нуклидов.

Для расчета установок на быстрых нейтронах с невоспроизводящими экранами введем макроподгрупповой метод учета резонансной структуры всех нуклидов среды в пределах энергетической группы нейтронов путем разделения их на множество макроподгрупп, в каждую из которых входит по одной подгруппе от каждого отдельного нуклида всей среды. Количество макроподгрупп определяется из комбинаторного анализа по правилу произведения. Для учета граничных условий на границах физических зон применяется метод сквозных подгрупп, при котором количество макроподгрупп в каждой физической зоне одинаковое. В этом случае используются обычные условия непрерывности потока каждой макроподгруппы на границах между областями физических сред. Корреляции между разными макроподгруппами будут отсутствовать. Что и соответствует вышеназванному выбору меры как полного сечения в смысле лебеговой меры для симметричных разностей множеств, на которых она определяется [12], т.е. макроподгрупп.

Запишем интегральное уравнение переноса в обычных выражениях в макроподгрупповом приближении с соответствующими макроподгрупповыми потоками, оптическими толщинами и источниками (транспортное приближение индикатрисы рассеяния):

$$F^{g,p}(\vec{r}) = \int_V \frac{\exp[-\tau^{g,p}(\vec{r}' - \vec{r})]}{4\pi |\vec{r}' - \vec{r}|^2} S^{g,p}(\vec{r}') d\vec{r}', \quad (4)$$

$$S^{g,p}(\vec{r}') = \Sigma_{s,tr}^{g,p \rightarrow g,p}(\vec{r}') F^{g,p}(\vec{r}') + \sum_{g'=1}^{NG} \sum_{g',p' \neq g,p}^{NP^{g'}} \Sigma_s^{g',p' \rightarrow g,p}(\vec{r}') F^{g',p'}(\vec{r}') +$$

$$+ \chi^{g,p}(\vec{r}') \sum_{g'=1}^{NG} \sum_{g',p'=1}^{NP^{g'}} \nu \Sigma_f^{g',p'}(\vec{r}') F^{g',p'}(\vec{r}').$$

Для численного решения интегрального уравнения переноса используем метод вероятностей первых столкновений (ВПС). В макроподгрупповом транспортном виде интегральное уравнение трансформируется в систему уравнений метода ВПС вида

$$V_n F_n^{g,p} = \sum_m \frac{P_{m \rightarrow n}^{g,p}}{\Sigma_{tr,n}^{g,p}} S_m^{g,p} V_m, \quad (5)$$

$$S_m^{g,p} = \Sigma_{s,tr,m}^{g,p \rightarrow g,p} F_m^{g,p} + \sum_{g'} \sum_{g',p' \neq g,p}^{NP^{g'}} \Sigma_{s,m}^{g',p' \rightarrow g,p} F_m^{g',p'} + \frac{\chi_m^{g,p}}{K_{eff}} \sum_{g'} \sum_{g',p'=1}^{NP^{g'}} \nu \Sigma_{f,m}^{g',p'} F_m^{g',p'},$$

где m, n, V_n – индексы и объемы расчетных зон; $P_{m \rightarrow n}^{g,p}$ – макроподгрупповые вероятности первых столкновений; $S_m^{g,p}$ – макроподгрупповые источники нейтронов макроподгруппы (g, p) .

Источники нейтронов – более плавные функции, чем потоки [13], поэтому модифицируем уравнения (5) относительно глобальных среднееобъемных макроподгрупповых источников нейтронов макроподгруппы (g, p) :

$$V_n S_n^{g,p} = \Sigma_{s,tr,n}^{g,p \rightarrow g,p} \sum_m \frac{P_{m \rightarrow n}^{g,p}}{\Sigma_{tr,n}^{g,p}} S_m^{g,p} V_m + \sum_{g'} \sum_{g',p' \neq g,p}^{NP^{g'}} \Sigma_{s,n}^{g',p' \rightarrow g,p} \sum_m \frac{P_{m \rightarrow n}^{g',p'}}{\Sigma_{tr,n}^{g',p'}} S_m^{g',p'} V_m +$$

$$+ \frac{\chi_n^{g,p}}{K_{eff}} \sum_{g'} \sum_{g',p'=1}^{NP^{g'}} \nu \Sigma_{f,n}^{g',p'} \sum_m \frac{P_{m \rightarrow n}^{g',p'}}{\Sigma_{tr,n}^{g',p'}} S_m^{g',p'} V_m. \quad (6)$$

Система интегральных уравнений метода ВПС (6) решается методом итераций по источнику деления. Для этого разработан следующий эффективный алгоритм (где k – номер итерации по источнику деления). Пусть

$$T_{m \rightarrow n}^{g,p \rightarrow g,p} = \Sigma_{s, tr, n}^{g,p \rightarrow g,p} \frac{P_{m \rightarrow n}^{g,p}}{\Sigma_{tr, n}^{g,p}}, \quad (7)$$

$${}^k I_{s, n}^{g, p} = \sum_{g'} \sum_{g', p' \neq g, p}^{NP^{g'}} \Sigma_{s, n}^{g', p' \rightarrow g, p} \sum_m \frac{P_{m \rightarrow n}^{g', p'}}{\Sigma_{tr, n}^{g', p'}} {}^k S_m^{g', p'} V_m, \quad (8)$$

$${}^{k-1} Q_{f, n} = \sum_{g'} \sum_{g', p'=1}^{NP^{g'}} \nu \Sigma_{f, n}^{g', p'} \sum_m \frac{P_{m \rightarrow n}^{g', p'}}{\Sigma_{tr, n}^{g', p'}} {}^{k-1} S_m^{g', p'} V_m. \quad (9)$$

При данных обозначениях выражения (6) записываются в виде

$$V_n {}^k S_n^{g, p} = \sum_m T_{m \rightarrow n}^{g, p \rightarrow g, p} {}^k S_m^{g, p} V_m + {}^k T_{s, n}^{g, p} + \frac{\chi_n^{g, p}}{K_{eff}} {}^{k-1} Q_{f, n}. \quad (10)$$

Перепишем уравнения (10), используя схему приведения рассеяния «из себя в себя» SSRS (self-scattering reduction scheme), при которой вся информация относительно рассеяния внутри группы переносится в левую часть уравнений (N – число геометрических зон):

$$-\sum_{m=1}^{n-1} T_{m \rightarrow n}^{g, p \rightarrow g, p} {}^k S_m^{g, p} V_m + [1 - T_{n \rightarrow n}^{g, p \rightarrow g, p}] {}^k S_n^{g, p} V_n - \sum_{m=n+1}^N T_{m \rightarrow n}^{g, p \rightarrow g, p} {}^k S_m^{g, p} V_m = D_n^{g, p}, \quad (11)$$

$$D_n^{g, p} = {}^k T_{s, n}^{g, p} + \frac{\chi_n^{g, p}}{K_{eff}} {}^{k-1} Q_{f, n}. \quad (12)$$

Зафиксировав правую часть (12), можно решать линейную систему (11) итерационно или прямым методом. Вычислив заранее обратные матрицы левой части системы (11) для всех макроподгрупп, применяем прямой метод решения данной системы уравнений, что значительно упрощает и ускоряет вычислительный процесс. При решении системы (11) элементы матрицы коэффициентов левой части и обратной матрицы неизменны, в то время как свободный член (12) изменяется в процессе внешних итераций по источнику деления и от группы к группе за счет источников рассеяния. Для ускорения процесса сходимости наряду с внешними итерациями по источнику деления осуществляются дополнительные внутренние итерации на сходимость макроподгрупповых потоков по верхнеэнергетическим потокам в пределах расщепляющихся на макроподгрупповые потоки групп (из-за обмена между подгруппами). В результате количество внешних итераций в ультрагрупповом расчете с использованием макроподгрупп совпадает с их числом в обычном многогрупповом расчете. Потоки находятся из уравнений (5). Данный алгоритм расщепления макроподгрупп нейтронов внутри группы реализован в компьютерной программе FFCP-MULT, в которой развита методика получения макроподгрупповых нейтронных констант на основе данных российской системы констант БНАБ-93 [14], имеющей статус Рекомендованных справочных данных (Сертификат ВНИЦСМВ ГСССД № 444 от 01.08.1995). Нетрудно видеть, что общий вид макроподгруппового интегрального уравнения не отличается от обычного многогруппового, впрочем? как и для интегродифференциального.

По программе FFCP-MULT проведен нейтронно-физический расчет сборки ZPR-III-54 [15], в основном, с плутониевым топливом и железным экраном. Поскольку объем активной зоны (190 литров) небольшой и конструкция сборки простая, использовалась сферическая геометрия. В многогрупповом расчете (28 групп)

эффективный коэффициент размножения равен 0,985. Резонансный эффект в критичности практически определяется резонансной структурой железа. При макроподгрупповом расчете (51 ультрагруппа) $K_{eff}=1,0003$. Многогрупповой расчет занижает критичность на 1,5%. На рисунках 1–3 приведено отличие подгрупповых расчетов от многогрупповых для распределений чисел захватов на железе и делений на ^{235}U и ^{239}Pu по радиусу сборки.

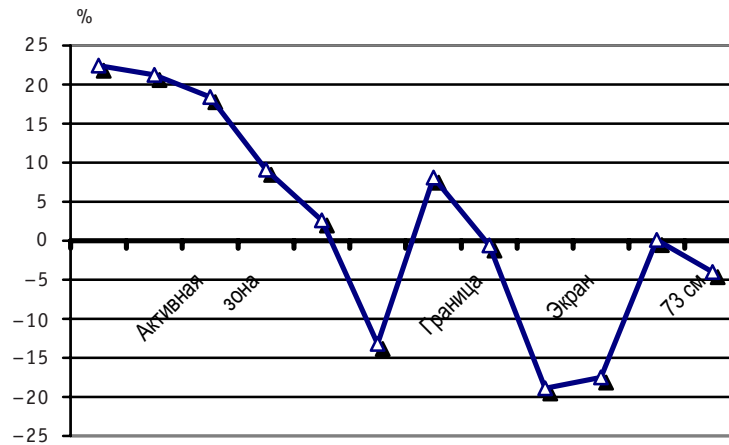


Рис. 1. Отличие подгруппового расчета от многогруппового для чисел захватов на железе по радиусу сборки ZPR-III-54

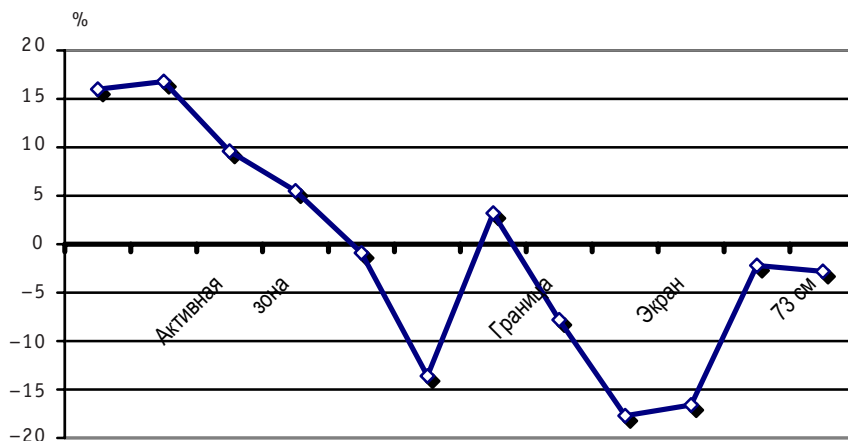


Рис. 2. Отличие подгруппового расчета от многогруппового для чисел делений на ^{235}U по радиусу сборки ZPR-III-54

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Ожидаемые результаты расчетов нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов с невоспроизводящими отражателями при использовании макроподгруппового подхода, корректно учитывающего эффекты резонансной самоэкранировки методом сквозных подгрупп, помогут исправить ситуацию, как это уже было сделано ранее в случае расчетов гетерогенных ячеек быстрых критических сборок при использовании подгруппового подхода (вместо применявшейся ранее теоремы эквивалентности гомогенных и гетерогенных сред), например, по программе FFSP и других. Макроподгрупповой подход применим как в вероятностных (Монте-Карло), так и в детерминистических численных методах, оставаясь

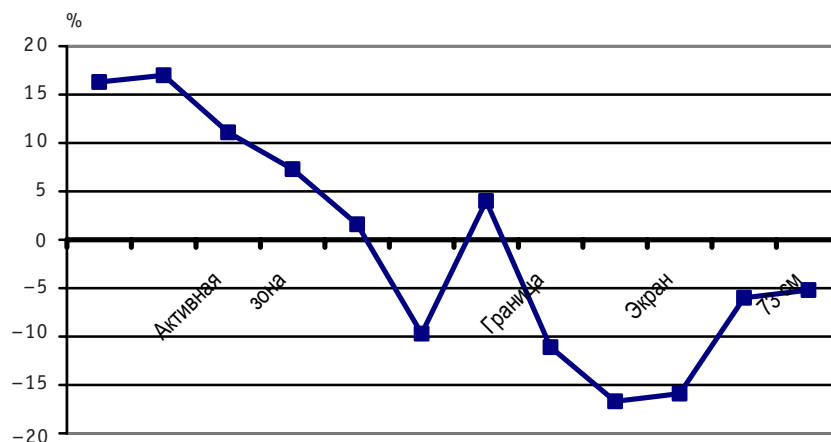


Рис. 3. Отличие подгруппового расчета от многогруппового для чисел делений на ^{239}Pu по радиусу сборки ZPR-III-54

фактически в рамках обычных многогрупповых методов. Макроподгрупповые константы целесообразно готовить в широко известных форматах CCC-254/ANISN и CCC-547/TWODANT [16], используемых многими компьютерными кодами как российскими, так и зарубежными исследовательскими центрами, например, от ONEDANT до THREEDANT – из системы DANTSYS 3.0 (детерминистические методы); программами KENO (метод Монте-Карло). Последовательность расчетов может быть следующей. Сначала, используя одномерную программу типа ONEDANT, определяются «ответственные» нуклиды и энергетические группы, а затем проводятся двух и трехмерные расчеты полномасштабных моделей реакторных установок на быстрых нейтронах.

Авторы признательны проф. М.Н. Николаеву за внимание к данной работе.

Исследования проведены при финансовой поддержке Российского фонда фундаментальных исследований и Правительства Калужской области (проект № 09-02-97513).

Литература

1. Кочетков А.Л., Матвеев И.П., Семенов М.Ю. и др. Критические эксперименты на стенде БФС-2 в поддержку размещения МОХ-топлива в реакторы БН//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 2. – С. 16-26.
2. Hazama T., Shono A., Sugino K. Verification of a Nuclear Analysis System for Fast Reactors using BFS-62 Critical Experiment//Journal of Nuclear Science and Technology. – 2004. – V. 41. – № 12. – P. 1145-1154.
3. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальные методы физики реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
4. Серегин А.С., Кислицина Т.С. Аннотация комплекса TRIGEX-CONSYST-БНАБ-90/Препринт ФЭИ-2655. – Обнинск. – 1997.
5. Безбородов А.А., Дулин В.А., Коробейников В.В. и др. Расчет гетерогенных эффектов в быстрых критических сборках БФС//Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. – 1988. – Вып. 3. – С. 41-48.
6. Безбородов А.А., Дулин В.А., Кочетков А.Л. и др. Проверка некоторых реакторных функционалов в экспериментах на быстрых критических сборках//Атомная энергия. – 1990. – Т. 69. – Вып. 1. – С. 3-8.
7. http://www.tvel.ru/common/img/uploaded/files/Annual_report_2005.pdf.

8. Коробейников В.В., Еловский О.А., Романов В.М. и др. Расчетно-экспериментальные исследования влияния граничного резонансного эффекта на критичность и скорость делений в критической сборке БФС-40//Препринт ФЭИ-1142. – Обнинск. – 1980.
9. Николаев М.Н., Игнатов А.А., Исаев Н.В., Хохлов В.Ф. Метод подгрупп для учета резонансной структуры сечений в нейтронных расчетах//Атомная энергия. – 1970. – Т. 29. – Вып. 1. – С. 11-16; 1971. – Т. 30. – Вып. 5. – С. 426-430.
10. Николаев М.Н., Усиков Д.А. Формулировка граничных условий в методе подгрупп//Атомная энергия. – 1973. – Т. 34. – Вып. 2 – С. 112.
11. Майоров Л.В., Юдкевич М.С. Нейтронно-физические константы в расчетах реакторов на тепловых нейтронах. – М.: Энергоатомиздат, 1988.
12. Колмогоров А.Н., Фомин С.В. Элементы теории функций и функционального анализа. – М.: Наука, 1972.
13. Безбородов А.А. Некоторые модификации метода вероятностей первых столкновений в кольцевой цилиндрической геометрии//Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. – 1988. – Вып. 4. – С. – 31-35.
14. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiboulya A.M. The ABBN-93 Group Data Library. Part 1: Nuclear Data for Calculation of Neutron and Photon Radiation Fields. INDC(CCP)-409/L. – Vienna, IAEA, 1997. – P. 65.
15. Hardie R.W., Schenter R.E., Wilson R.E. An analysis of selected fast critical assemblies using ENDF/B-IV neutron cross sections//Nuclear Science and Engineering. – 1975. – V. 57. – № 3. – P. 222-238.
16. Безбородов А.А., Клинов Д.А., Корягин С.Л. и др. Мультигрупповой расчет гетерогенных ячеек и реакторов DSn-методом. Программа SANS-ANISN/Препринт ФЭИ-2211. – Обнинск. – 1991.

Поступила в редакцию 14.05.2009

УДК 621.039.534.6:536.24

Experimental Researches of Advanced Mass Exchanger with Solid-Phase Oxygen Source in RESPECT to Tecnology of 44,5%Pb-55,5%Bi \ P.N. Martynov, R.Sh. Askhadyllin, A.Yu. Legkikh, A.A. Simakov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 7 illustrations. – References, 6 titles.

Technical implementation of solid-phase method for adjustment of oxygen content in lead alloys coolants, developed by IPPE, is realized by means of specially designed devices – mass exchangers which are a significant component of heavy liquid-metal coolant technology. To date different kinds of the devices had been developed and tested by specialists of SSC RF- IPPE. The paper presents results of experimental researches of advanced mass exchanger, an air-operated device, for adjustment of oxygen content in lead-bismuth coolant. Mass exchanger was tested as part of automatic forecast and control system of lead-bismuth coolant state. Tests were carried out on circulating isothermal facility TT-2M (SSC RF-IPPE). The aim of the experiments was to define working efficiency and major features of the developed mass exchanger.

УДК 519.7:621.039

The Dynamic Programming Method Use for the Decommissioning NPP Equipment Dismantling for the Purpose of Irradiation Minimization \ F.A. Balushkin, A.N. Sesekin, O.L. Tashlykov, I.B. Tcheklov, S.Ye. Sheklein, A.G. Chentsov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 1 table, 4 illustrations. – References, 17 titles.

The relevance of solving the problem of radioactive equipment dismantling optimization when NPP decommissioning is substantiated. The mathematical analysis of the opportunity to use the dynamic programming method and its advantages for the given problem solving is carried out. The evaluating calculations of the radioactive equipment dismantling optimal sequence, under the precedence conditions too, and the stuff irradiation decrease in comparison with the initial variant are carried out.

УДК 621.039.51

The Macro-Subgroup Simulation of the Fast Reactor Plant \ A.A. Bezborodov, D.A. Klinov, V.V. Kolesov, V.Yu. Stogov, I.R. Suslov, V.I. Folomeev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 3 illustrations. – References, 16 titles.

The aim of the paper is considering of the application of the macro-subgroup method for description of neutron cross-sections interactions with media nuclides nuclei in resonance part of energy for physical simulation of the fast reactor plants with non-fertile reflectors.

УДК 621.039.51

Vessel Model with Incondensable Gas \ A.A. Kazantsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 2 illustrations. – References, 12 titles.

For calculations in real time the dynamics of NPP it is necessary to have the point vessel model. The model is executed without use of derivative thermodynamic properties. The presented model describes all operating modes, possesses the raised stability and meets the requirements for calculations as model of real time.

УДК 621.039

Training on fundamentals of protection of the public from threats of radiological emergency \ V.A. Kutkov, I.A. Saksaganskiy, V.V. Tkachenko, T.B. Melnitskaya, E.K. Ochkin, V.S. Pirskiy, V.I. Vaiser, M.Yu. Orlov, N.P. Tkachenko, Yu.S. Trafimov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 2 tables. – References, 35 titles.

Department of Emercom of Russia in Kaluga region and Obninsk University of nuclear power engineering provided training course «Fundamentals of protection of the public from threats of radiological emergency» in 2008. It was the first training course for Russian professionals who are first responders for radiological emergency. The course was conducted with support of International Atomic Energy Agency and uses materials of the Agency in area of emergency preparedness and response for radiological emergencies. This course gives the up-to-date information for organization