

МОДЕЛИРОВАНИЕ ЯДЕРНО ТЕРМОЯДЕРНОЙ СИСТЕМЫ С ИСТОЧНИКОМ НЕЙТРОНОВ НА ОСНОВЕ ГАЗОДИНАМИЧЕСКОЙ ЛОВУШКИ

Бреднихин С.А., Фролов С.А., Лежнин С.И.

Институт проблем безопасного развития ядерной энергетики РАН, Новосибирский филиал

Аникеев А.В., Багрянский П.А., Приходько В.В., Юров Д.А.

Институт ядерной физики СО РАН

Введение

Все возрастающий объем накопленного отработанного ядерного топлива представляет собой проблему, которая может стать одной из главных по мере дальнейшего развития атомной энергетики. Поэтому поискам оптимальных путей ликвидации радиоактивных отходов, в частности отходов реакторов ВВЭР, уделяется большое внимание. Одним из эффективных и безопасных путей решения проблемы могут стать станции по переработке и дожиганию долгоживущих радиоактивных отходов, созданные на базе подкритичного реактора деления с мощным внешним нейтронным источником. Данная работа посвящена различным аспектам моделирования такой установки с источником нейтронов на основе газодинамической ловушки открытого типа (рис.1).

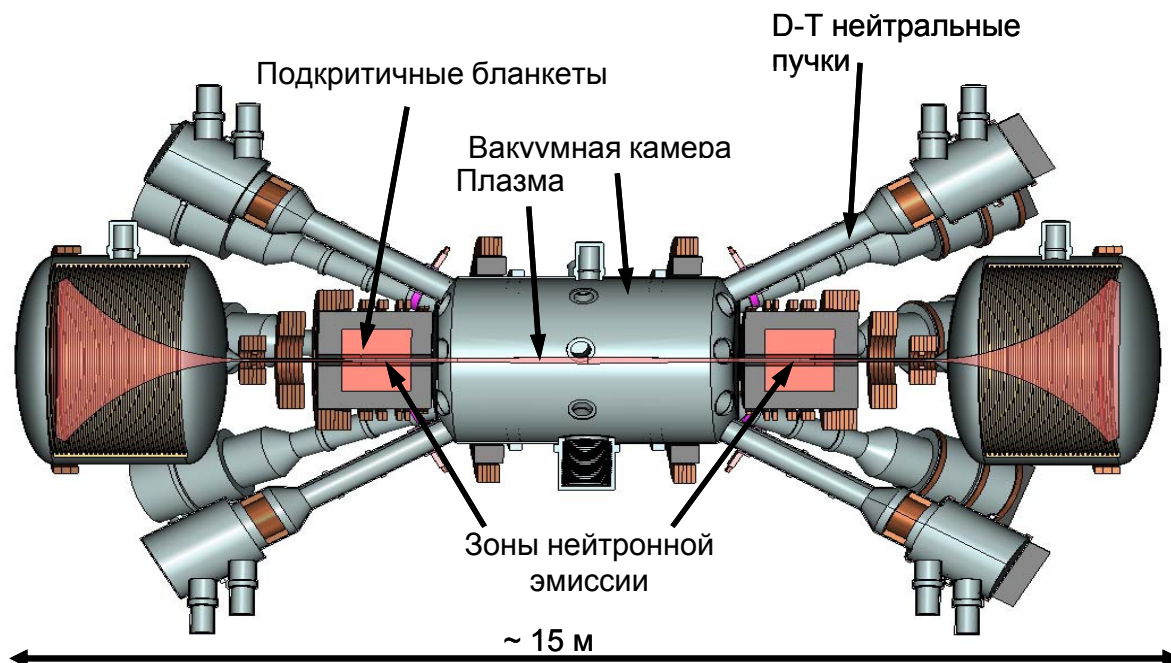


Рис. 1 Принципиальная схема установки

В рамках работы реализованы коды для моделирования нейтронно-физических процессов в топливной части установки (подкритичном бланкете), а также для моделирования поведения плазмы, и расчета параметров потока нейтронов из газодинамической ловушки (источника). Проверена корректность расчетов проведенных с помощью разработанных кодов.

Проведены расчеты параметров плазмы в нейтронном источнике, получены пространственно-энергетические и угловые распределения потока нейтронов источника. Получены также пространственные и энергетические распределения плотности потока нейтронов в системах с гомогенизацией по зонам и по кассетам. Состав топлива выбирался в соответствии с составом отработанного топлива ВВЭР после первичной обработки [1,2].

Моделирование удержания плазмы

Основной задачей исследований, проводимых на ГДЛ, является экспериментальное изучение удержания плазмы и построение теоретических моделей для проекта нейтронного источника. Одна из существенных проблем, возникающих при интерпретации полученных данных – из-за относительно малой длительности эксперимента параметры плазмы не успевают достичь стационарных значений. Увеличение длительности эксперимента позволило бы упростить интерпретацию результатов, однако это требует существенного изменения инфраструктуры установки.

Построенная численная модель процесса отвечает двум требованиям. Во-первых, она должна рассчитать эволюцию параметров плазмы во времени. Это позволит учесть зависимость параметров систем создания плазмы от времени и детально проверить соответствие теоретических моделей и экспериментальных данных. Во-вторых, численная модель должна быть относительно проста, чтобы время моделирования одного эксперимента было небольшим. Конечной целью данной работы является нахождение оптимальных параметров удержания и нагрева плазмы, исследование параметров эмиссии нейтронов из установки, а также сравнение параметров нейтронного потока нейтронных источников на основе открытых ловушек и на основе ускорителей частиц.

В рамках предлагаемой модели рассматривается 0-мерная задача эволюции параметров двухкомпонентной плазмы во времени. Первая компонента – столкновительная «тёплая» плазма – удерживается в газодинамическом режиме. Функции распределения ионов и электронов данной компоненты по энергии оказываются близкими к равновесным и могут быть описаны двумя всего параметрами – температурой и плотностью. Баланс частиц и энергии для этой компоненты описывается следующей системой уравнений:

$$\begin{aligned} \frac{d}{dt} n_i V &= -J_{\parallel} + J_{ext}, \quad n_i V + N_f = n_e V, \\ \frac{d}{dt} \frac{3}{2} T_e n_e V &= -Q_{\parallel e} + Q_{fe} + Q_{ei} - Q_{e,ext}, \\ \frac{d}{dt} \frac{3}{2} T_i n_i V &= -Q_{\parallel i} + Q_{fi} - Q_{ei} - Q_{i,ext}. \end{aligned}$$

Основным каналом потерь являются продольные потери частиц J_{\parallel} и энергии Q_{\parallel} (см. [1]). Нагрев определяется кулоновскими столкновениями частиц тёплой плазмы (в основном, электронов) со второй компонентой – быстрыми ионами. Кроме того, в модели учтён поддув газа для поддержания плотности тёплой компоненты (J_{ext} , Q_{ext}). Вторая компонента плазмы (быстрые ионы) имеют существенно неравновесную функцию распределения. Динамика функции распределения определяется с помощью одномерного кинетического уравнения с учётом перезарядки быстрых ионов v_{CX} и торможения на компонентах тёплой плазмы v_e и v_i :

$$\begin{aligned} \frac{d}{dt} f - \frac{d}{dE} (v_e + v_i) \cdot E \cdot f &= -v_{CX} f + J_{inj} \cdot \delta(E - E_0), \\ Q_{fi} &= \int v_i \cdot E \cdot f \cdot dE, \quad Q_{fe} = \int v_e \cdot E \cdot f \cdot dE. \end{aligned}$$

Результаты численного моделирования согласуются с результатами предложенных ранее моделей [3] и экспериментальными данными для времён инжекции атомарных пучков порядка ~ 1 мс. В настоящее время ведётся доработка модели с целью учесть угловую часть функции распределения быстрых ионов. Данный параметр важен для моделирования распределения плотности быстрых ионов вдоль оси установки. На основании настоящей модели рассчитано пространственное распределение быстрых ионов и нейтронов (рис. 2 и 3).

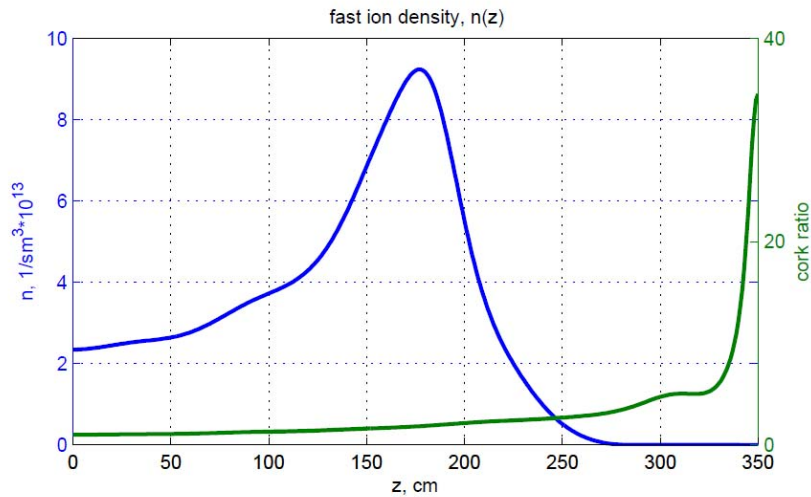


Рис. 2 Пространственное распределение быстрых ионов (синим), пробочное отношение (зеленым).

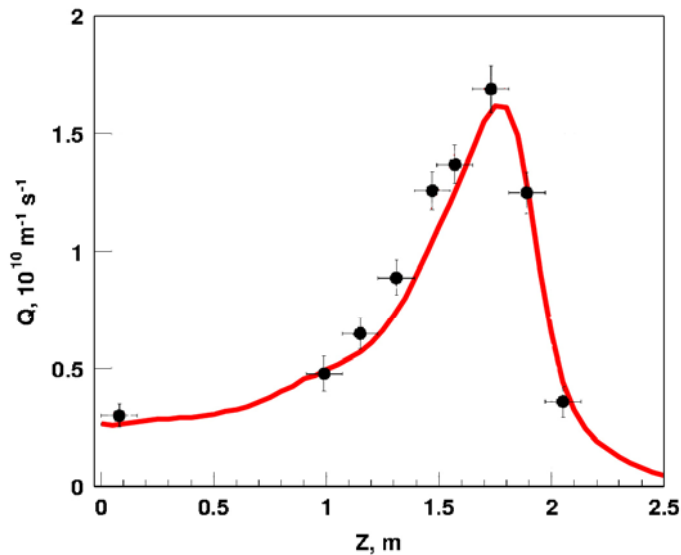


Рис. 3 Сравнение результатов расчета распределения нейтронного выхода с экспериментальными данными

Результаты нейтронно-физических расчетов

Для расчетов нейтронно-физических характеристик был использован код NMC, основанный на методе статистического моделирования данных код предоставляет широкие возможности для моделирования переноса нейтральных частиц в различных системах [4]. Код снабжен геометрическим блоком общего назначения, использующим метод равномерных сеток. Для моделирования переноса нейтронов используется многогрупповое приближение, нейтронные данные подготавливаются свободным процессинговым кодом PREPRO, на основе различных систем оцененных нейтронных констант.

Для верификации был проведен ряд расчетов критических сборок с различным составом и геометрической конфигурацией. Были использованы бенчмарки базы данных International handbook of evaluated criticality safety Benchmark experiments. Результат расчета бенчмарка hmf-001 представлен на рис. 4 и в таблице 1.

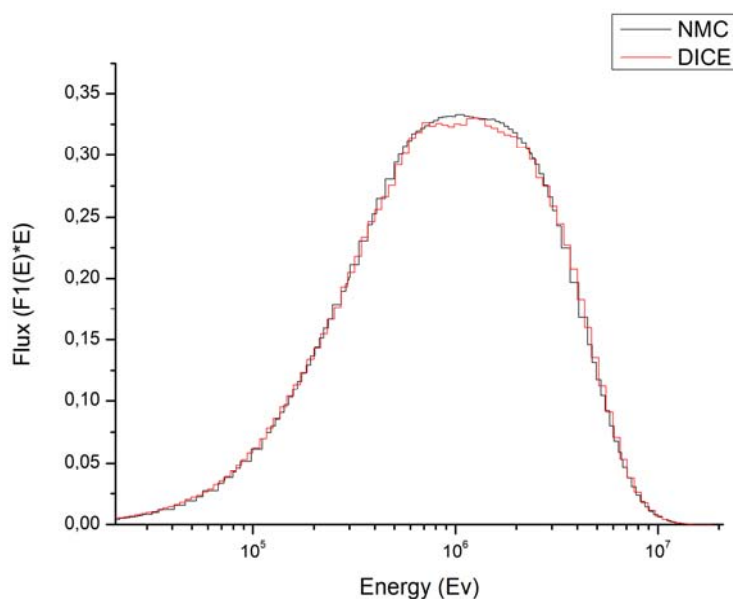


Рис.4. Сравнение данных по спектру потока нейтронов для критической сборки hmf-001, рассчитанных кодом NMC (черный) и содержащихся в базе данных DICE (красный).

	Даннык DICE	Расчет NMC	Стандартное отклонение по серии расчетов
k_{eff}	0,998122	0,99715	0,0016737
N_{leak}	572,723	571,33	0,5873
$N_{capture}$	45,33	44,499	0,22825
$N_{fission}$	384,24	381,56	0,605
N_{n2n}	2,65	2,6078	0,048718

Табл. 1. Сравнение результатов интегральных характеристик полученных кодом NMC, с характеристиками приведенными в базе данных DICE.

В таблице 1 k_{eff} - коэффициент размножения на одно поколение, N_{leak} - среднее число нейтронов потерянных на одно поколение в результате утечки. $N_{capture}$ - то же в результате захвата, $N_{fission}$ - число поделившихся нейтронов, N_{n2n} - число нейтронов вызвавших реакцию $n \rightarrow 2n$. Все значения, даны на 1000 нейтронов предыдущего поколения. Существующие расхождения результатов объясняются различием, использованных для подготовки констант, систем оцененных нейтронных данных.

В ходе моделирования поведения ядерно-термоядерной системы были проведены расчеты пространственного и энергетического распределений плотности потока нейтронов для ряда конфигураций бланкетов. За основу были взяты конструкции бланкетов проекта EFIT. Результаты расчетов для бланкета с нитридным топливом и свинцово висмутовым теплоносителем представлены на рис. 5. Так же оценены температурные параметры сборки при рабочем потоке источника (табл. 2).

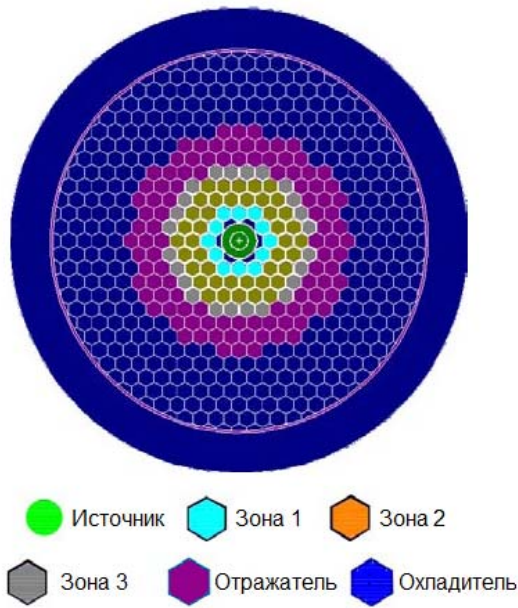


Рис.5. Конфигурация blankets (нитридное топливо, свинцово-висмутовый теплоноситель).

Зона	Температура теплоносителя, К	Температура топлива, К
1	581	740
2	780	992
3	262	368

Табл. 2. Значения оцененных температур сборки.

Расчеты для случая неоднородной активной зоны (пространственная гомогенизация на уровне ТВС) представлены на рис. 6, а расчеты числа вторичных нейтронов родившихся в сборке на один нейтрон источника – на рис. 7.

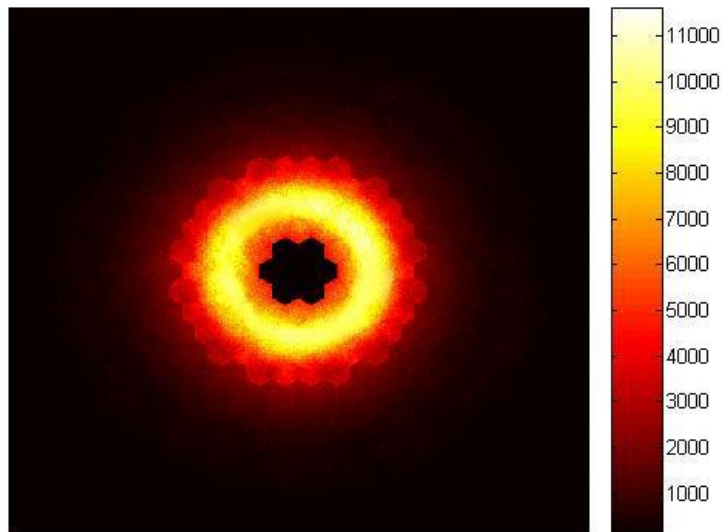


Рис.6. Число взаимодействий на 100 нейтронов источника

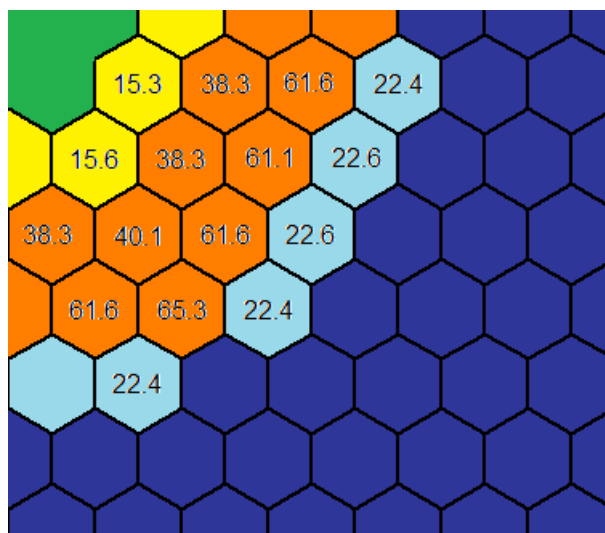


Рис.7. Среднее число вторичных нейтронов в сборке на один нейтрон источника

Заключение

В результате проведенных работ получены предварительные результаты для ряда конфигураций ядерно-термоядерной системы с внешним источником нейтронов на основе ГДЛ. Коды, разработанные для моделирования поведения источника и blankets, показали удовлетворительное совпадение результатов расчетов с известными данными.

Литературы

1. Impact of Nuclear Data Uncertainties on Transmutation of Actinides in Accelerator-Driven Assemblies, G. Aliberti, G. Palmiotti, M. Salvatores, and C. G. Stenberg, NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING: 146, 13–50 (2004)
2. The GDT-based fusion neutron source as driver of a minor actinides burner”, K. Noack, A. Rogov, A.V. Anikeev, A.A. Ivanov, E.P. Kruglyakov, Yu.A. Tsidulko, Annals of Nuclear Energy 35, pp. 1216-1222, 2008.
3. Экспериментальная модель газодинамической ловушки, Давыденко В.И., Иванов А.А. Препринт ИЯФ СО РАН 86-104, Новосибирск, 1986.
4. Brednikhin S., Lezhnin S. Particle transfer modeling in nonlinear systems by Monte-Carlo method. Eurasian Phys. Techn. Journal, 2010, Vol.7, No 2, pp. 26-29.