

УДК 621.039.51

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИВНОСТИ НИКЕЛЕВЫХ ФОЛЬГ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОМ ЗАЛЕ ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА БАРС-6*

Ю.А. Кураченко*, Е.С. Матусевич*, Ю.А. Прохоров, Г.Н. Фокин**,
П.А. Якубов****

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

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



Дано краткое описание двухзонного импульсного реактора БАРС-6, предназначенного для лазерных, медико-биологических и других исследований. Описаны расчетные модели активных зон реактора для программ MCNP и КАСКАД. Приведены плотности делений, полученные с их помощью. Сопоставлены расчетные и экспериментальные данные по активации никелевых фольг в реакции $^{58}\text{Ni} (n,p)^{58}\text{Co}$ для набора детекторов, расположенных на расстоянии от 0 до 190 см над центрами активных зон. Показана хорошая согласованность расчетных и экспериментальных данных. Для ближайшего к источнику и наиболее удаленного от него детекторов приведены спектры быстрых нейтронов. Сделаны выводы об адекватности расчетных моделей и результатов.

ВВЕДЕНИЕ

Реакторно-лазерный комплекс «Стенд Б» с импульсным аperiодическим двухзонным реактором на быстрых нейтронах БАРС-6 в качестве источника нейтронов и гамма-излучения для облучения различного рода экспериментальных образцов и устройств эксплуатируется в ГНЦ РФ-ФЭИ с 1996 г.

На стенде ведутся исследования по ядерной накачке лазеров, проводятся радиационно-химические, медико-биологические и другие исследования, требующие облучения образцов и устройств импульсными потоками нейтронов и гамма-квантов. На нем, в частности, проводились [1] и запланированы в дальнейшем исследования воздействия мощных коротких импульсов нейтронов и гамма-квантов на биологические ткани и лабораторных животных. Эти исследования важны как для задач радиационной безопасности, так и для лучевой терапии онкологических заболеваний.

**Исследование выполнено по контракту с Министерством образования, культуры и спорта Калужской области № 155 от 18.07.07.*

© Ю.А. Кураченко, Е.С. Матусевич, Ю.А. Прохоров, Г.Н. Фокин, П.А. Якубов, 2008

При планировании облучения потоками нейтронов и гамма-квантов экспериментальных образцов, располагаемых в различных точках реакторного зала, необходима информация о флюенсе нейтронов и дозе гамма-излучения, падающих на образец. Простая обратная квадратичная зависимость потоков нейтронов и гамма-квантов от расстояния в данном случае не имеет места, поскольку

- источник излучения не является точечным (особенно для детектора, располагаемого вблизи активных зон);
- реакторный зал имеет конечные размеры, что приводит к эффектам рассеяния от стен, пола и потолка, в том числе с изменением энергии;
- конструкции, расположенные в стендовом зале, в том числе и в непосредственной близости от активных зон, вносят искажения в обратно квадратичную зависимость потоков от расстояния за счет поглощения и рассеяния.

При анализе экспериментов по облучению необходимы также данные об энергетических характеристиках нейтронов и гамма-квантов. Одним из возможных методов получения экспериментальной информации о поглощенных дозах в разных точках реакторного зала является активационный метод. Однако даже при значительном наборе активационных детекторов получение детального энергетического спектра нейтронов с их помощью является проблематичным.

В этой ситуации детальная информация об энергетическом спектре нейтронов и гамма-квантов в месте облучения может быть получена расчетным путем. С этой целью проведены измерения активности детекторов из никеля, размещенных в разных точках реакторного зала, и сравнение экспериментальных данных с расчетом. Кроме того, в некоторых точках приведен расчетный энергетический спектр нейтронов.

ОПИСАНИЕ РЕАКТОРА БАРС-6

Конструкция реактора «Стенда Б» достаточно подробно описана ранее [2], поэтому здесь дано лишь краткое его описание, позволяющее сопоставить реальную конструкцию с расчетной моделью. Реактор имеет две активные зоны, расположенные на платформе, передвигающейся по рельсам к одному из двух рабочих мест или к биологической защите, куда помещают активные зоны во время подготовки экспериментов (рис. 1). Одна из активных зон может перемещаться относительно другой так, что расстояние между их осями изменяется от 35 до 150 см. Возможность перемещения одной активной зоны относительно другой позволяет в определенных пределах оптимизировать аксиальное распределение потока нейтронов, падающего на облучаемый объект.

Каждая активная зона (см. рис. 2) набрана из кольцевых топливных элементов, изготовленных из уран-молибденового сплава с антикоррозионным покрытием. Обогащение топлива по ^{235}U 90%. Для снижения влияния на реактивность реактора соседствующих с ним предметов активные зоны окружены экраном из аморфного ^{10}B толщиной 5 мм, заключенного в стальную тонкостенную оболочку.

Основные органы воздействия на реактивность каждой активной зоны расположены осесимметрично. Блок безопасности в форме полого цилиндра и поглощающий элемент регулятора реактивности находятся в центральном канале активной зоны; стоп-стержень, являющийся вторым органом защиты, и стержень тонкой регулировки выполнены в виде кольца и располагаются под активной зоной. Все органы СУЗ выполнены из материала, аналогичного материалу топливных элементов.

Кроме этих органов сбоку от активной зоны расположен так называемый импульсный стержень, который представляет собой медную прямоугольную изогну-

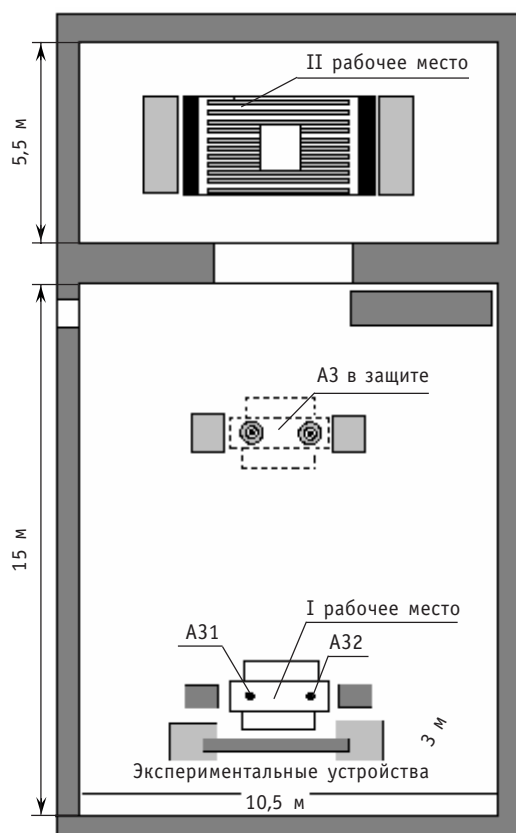


Рис. 1. Расположение оборудования в реакторном зале

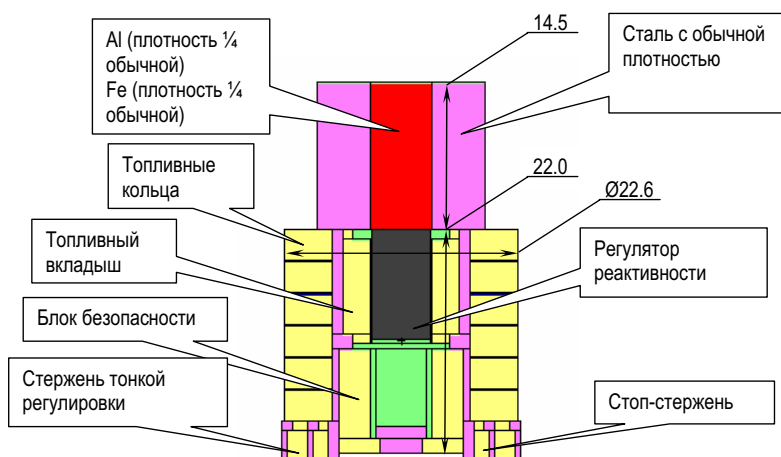


Рис. 2. Схема расчетной модели активной зоны (осевое сечение)

тую пластину размером 13×9 см, огибающую часть наружной поверхности активной зоны.

В режиме генерации импульсов мощности число делений в импульсе может варьироваться в зависимости от величины и скорости ввода реактивности на мгновенных нейтронах. При номинальном импульсе $2 \cdot 10^{17}$ делений в активной зоне на

боковой поверхности ее борного экрана флюенс быстрых нейтронов составляет $2 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}$, доза гамма-излучения 200 Гр.

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТА

В измерениях определялась активность ^{58}Co , образующегося в реакции ^{58}Ni (n,p) ^{58}Co . Детекторы из никеля (марки НП-2М) размещались на вертикальном стержне, расположенном между активными зонами. Толщина детекторов 1 мм, диаметр от 10 до 50 мм в зависимости от расстояния до источника нейтронов. При обработке результатов измерений вводились поправки на самопоглощение гамма-квантов в детекторе. Измерения выполнены при двух расстояниях между осями активных зон: 50 и 150 см.

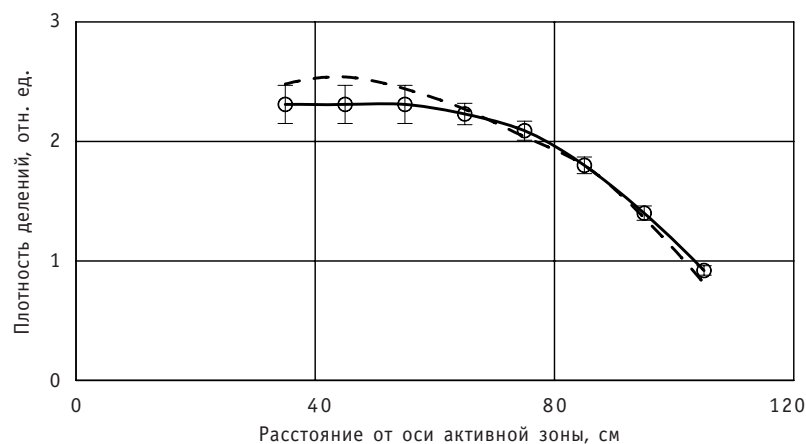


Рис. 3. Распределение плотности делений по радиусу активной зоны

РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ И ЕЕ ВЕРИФИКАЦИЯ

Для расчета поля излучения реактора применена программа MCNP [3], которая в настоящее время является наиболее широко используемой программой расчета методом Монте-Карло. По своей универсальности и эффективности программа MCNP находится вне конкуренции среди программ расчета переноса излучений методом Монте-Карло. Необходимость применения именно этой программы обусловлена сложностью геометрии расчетной области, в частности, отсутствием осевой симметрии двухзонного реактора.

Для проведения расчетов создана достаточно подробная модель реактора, которая позволяла варьировать расстояния между осями активных зон. При создании расчетной модели активной зоны (АЗ) особое внимание обращено на точную передачу геометрии и габаритов топливных колец, топливного вкладыша и органов СУЗ, которые определяют источник деления в задаче переноса.

Как следует из рис. 2, принята осесимметричная модель АЗ, что вполне соответствует реальности: топливные кольца, топливный вкладыш и органы СУЗ, которые в основном определяют источник, осесимметричны. Некоторую асимметрию вносит ближайшее окружение АЗ: борный экран, хвостовик стержня регулятора реактивности с пружиной, импульсный стержень. Но эти конструкции имеют пренебрежимо малую оптическую толщину для быстрых нейтронов и слабо влияют на характеристики поля вдоль вертикального стержня с детекторами, расположенными выше центра, поэтому для анализа данной группы экспериментов они могут не учитываться.

Для осесимметричной геометрии единичной АЗ может быть также применена известная отечественная программа КАСКАД [4], позволяющая решать кинетическое уравнение переноса методом дискретных ординат. С помощью двух программ (МСНР и КАСКАД) для модели АЗ выполнены расчеты, цель которых – получить согласованные результаты, что подтвердило бы адекватность модели, принятой в расчетах по программе МСНР. Получены радиальные распределения плотности делений в АЗ для сечений на различной высоте для единичной активной зоны (по программам МСНР и КАСКАД) и для двухзонного реактора (по программе МСНР) при расстоянии между осями активных зон 35 см.

На рис. 3 приведены расчетные и экспериментальные радиальные распределения плотности делений для сечения активной зоны на высоте середины второго сверху (см. рис. 2) топливного кольца. Из рис. 3 видно хорошее согласие расчета с экспериментом, что подтверждает адекватность принятой расчетной модели.

В целом ситуация в экспериментах на двухзонном реакторе не обладает симметрией, поэтому геометрия эксперимента в расчетах по программе МСНР моделировалась точно.

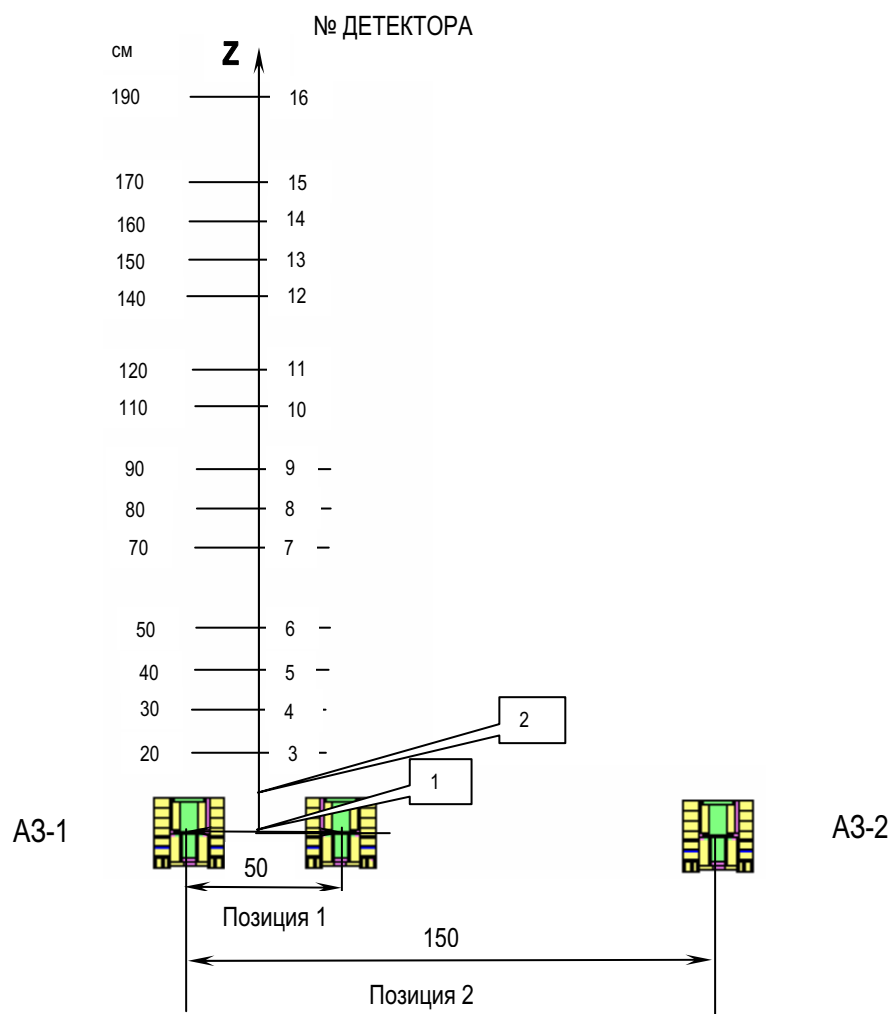


Рис. 4. Расчетная схема положения «детекторов» в сопоставлении с точками измерений в эксперименте: слева – расстояние по высоте от центра АЗ, справа – номер детектора (все расстояния даны в см)

Расчетами установлено, что как альbedo нейтронов от стен, потолка и пола, так и рассеяние от металлоконструкций в зале не вносят значимого вклада в рассматриваемые функционалы потока. Поэтому в данном отношении модель упрощена: расчетная область заключена в параллелепипед со стенами большой толщины, моделирующий реакторный зал. Конструкции, расположенные в зале, не моделировались. Зал заполнен воздухом нормальной плотности. Заметим, что экспериментальная ситуация позволяет принимать эти упрощения – детекторы устанавливались в непосредственной близости к активным зонам, влияние удаленных рассеивателей ничтожно.

На рис. 4 представлена расчетная модель эксперимента. Чтобы не загромождать рисунок, верхние конструкции активной зоны (см. рис. 2) не показаны, но в расчетах они присутствуют.

ПОДГОТОВКА СЕЧЕНИЙ АКТИВАЦИИ

С целью адекватного моделирования измерений, в расчетах следует получить непосредственно измеряемый функционал, а именно, активацию никелевой фольги. Поскольку для этого требуются точные значения сечений активации в зависимости от энергии нейтронов, проанализированы несколько библиотек данных (ENDF/B-VI, JENDL-3.3, JEFF-3.1 и BROND-2.2, причем их последние клоны). По совокупности преимуществ выбрана библиотека ENDF/B-VI.8. Сечения активации из этой библиотеки заданы в программе MCNP в качестве подынтегральных множителей в свертках

$$I_{act} = \int_0^{20 \text{ MeV}} \sigma_{act}(E) \varphi(E) dE, \quad (1)$$

которые моделировали активацию детекторов. В (1) сечение активации σ_{act} для энергии E получено интерполяцией (log-log) библиотечных данных; $\varphi(E)$ – интегральный по угловым переменным флюенс, получаемый в расчете по программе MCNP.

РЕЗУЛЬТАТЫ

На рис. 5 сопоставлены расчетные данные по числу реакций и данные, полученные обработкой результатов измерений.

Расчетные данные по числу реакций на деление представлены в двух вариантах. Вариант I соответствует следующей процедуре: в детекторах рассчитывается величина группового флюенса:

$$\Phi_i^j = \int_{E^j}^{E^{j+1}} \varphi(E) dE, \quad (2)$$

где i – номер детектора, j – индекс, соответствующий групповому энергетическому разбиению для представления выходных данных.

Это разбиение варьировалось в расчетах с целью уточнения результатов. Число реакций RR для варианта I данных вычисляется следующим образом:

$$RR_i = \Phi_i \times \frac{I_{act,i}}{\int_0^{20 \text{ MeV}} \varphi(E) dE} \equiv \Phi_i \cdot \bar{\sigma}_{act}, \quad (3)$$

где Φ_i – суммарный по энергетическим группам флюенс, $\bar{\sigma}_{act}$ – среднее по всему диапазону энергий сечение активации.

Такой подход позволяет увидеть чувствительность результата к групповому представлению выходных данных.

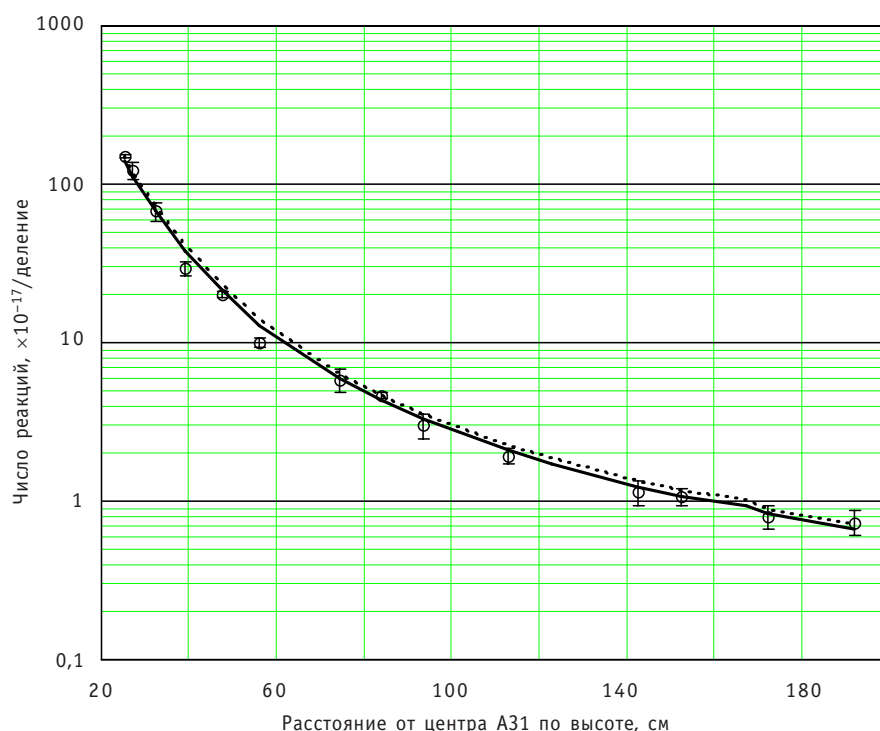


Рис. 5. Зависимость числа реакций от высоты детектора для первой позиции АЗ2: ооо — эксперимент; — — — расчет (вариант I); — расчет (вариант II); I — экспериментальная погрешность

Число реакций для варианта II получено непосредственно по программе MCNP: для каждого детектора рассчитываются свертки (1) с применением непрерывной (не групповой!) энергетической переменной.

Данные, представленные на рис. 5, свидетельствуют о согласованности расчета и эксперимента — практически для всех детекторов величины рассчитанных чисел активации лежат в пределах экспериментальных погрешностей.

На рис. 6 представлены спектры в двух детекторах: между активными зонами в середине линии, соединяющей их центры, а также на максимальном удалении от реактора (№ 1 и № 16 на рис. 4). Эти спектры получены непосредственно расчетом по программе MCNP. Для сопоставления на рис. 6 приведен также спектр нейтронов деления. Все спектры нормированы единообразно:

$$\int_{0,464 \text{ keV}}^{18 \text{ MeV}} S_i(E) dE = 1. \quad (4)$$

Представленные данные свидетельствуют о том, что спектры в детекторах достаточно близки к спектру деления. Далее, спектр в детекторе, ближайшем к обеим активным зонам практически совпадает со спектром в самом удаленном от реактора детекторе. Незначительное «смягчение» спектра в детекторах на оси следует объяснить замедлением нейтронов в регуляторе реактивности и верхних конструкциях АЗ (рис. 3).

Из рис. 6 видно, что энергетический спектр нейтронов, вылетающих из АЗ, смягчен по сравнению со спектром нейтронов деления. Спектр нейтронов на расстоянии 190 см от центра АЗ по сравнению со спектром в ближайшей к АЗ точке обогащен нейтронами низкой энергии.

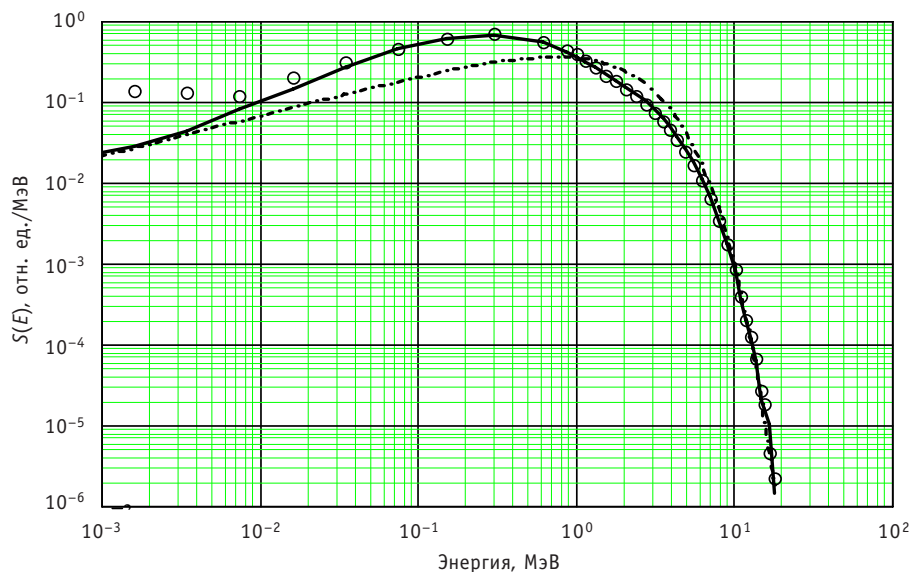


Рис. 6. Энергетический спектр нейтронов для двух положений детекторов: — — детектор между двумя АЗ (№ 1); ооо — наиболее удаленный детектор (№ 16); - - - - спектр деления

ВЫВОДЫ

Полученные результаты позволяют сделать следующие выводы:

- применяемый расчетный аппарат и расчетные модели активных зон в реакторном зале применимы для описания транспорта быстрых нейтронов реактора БАРС-6;
- получены энергетические распределения нейтронов в ближайшей окрестности активной зоны;
- экспериментальные и расчетные величины активации детекторов быстрых нейтронов согласуются удовлетворительно.

В дальнейшем предполагается провести аналогичные исследования для детекторов, располагаемых в точках реакторного зала, удаленных от реактора на различные расстояния.

Литература

1. Прохоров Ю.А., Кононов В.Н., Кувшинчиков В.И. и др. Исследование биологического действия импульсного нейтронного излучения реактора БАРС-6. Дозиметрия на импульсном реакторе БАРС-6//Атомная энергия. – 1998. – Т. 85. – Вып. 5. – С. 391-393.
2. Дьяченко П.П., Еловский О.А., Прохоров Ю.А.П., Фокин Г.Н., Якубов П.А., Снопков А.А. Реакторно-лазерный комплекс «Стенд Б»//Атомная энергия. – 2000. – Т. 88. Вып. 5. – С. 337-342.
3. Briesmeister Judith F. MCNP (A General Monte Carlo N-Particle Transport Code) Users Manual, Los Alamos National Laboratory Report, LA-13709-M, Version 4C UC 700, April 10, 2000.
4. Voloschenko A.M., Shwetsov A. V. The KASKAD-1 Two-Dimensional Discrete Ordinates Nodal Transport Code/Proceedings of International Topical Meeting on Advances in Mathematics, Computations and Reactor Physics (Pittsburgh, USA, April 28 – May 2, 1991). – V. 5. – P. 30.3 4-1.

Поступила в редакцию 27.06.2008

and power redistribution. A software algorithm was developed and implemented for on-line ${}^6\text{Li}$, ${}^3\text{H}$ and ${}^3\text{He}$ calculation in each beryllium block of the core. The algorithm enables a forecast of changes in ${}^6\text{Li}$, ${}^3\text{H}$, and ${}^3\text{He}$ concentrations during the reactor operation and shutdowns. The calculated concentrations of ${}^6\text{Li}$, and ${}^3\text{He}$ nuclei are used for calculating neutronic characteristics of the MIR reactor using the MCU and BERCLI codes.

УДК 621.039.526

Methods of Perturbation Theory in Calculations of Reactivity Effects \ A.M. Kuzmin, N.A. Pedan, D.N. Skorohodov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 9 pages, 5 tables. – References, 12 titles.

The paper considers the numerical methods for determination of reactivity effects and their sensitivity factors to variations in technological parameters of nuclear reactors. The computational difficulties arising in use of these methods in numerical studies are also discussed. Capabilities of these methods are illustrated on examples of the problems related with influence of ${}^{232}\text{Th}$ on void reactivity effect and with evaluating the effect errors caused by nuclear data uncertainties for fast reactor loaded with nitride fuel.

УДК 621.039.52:615.849.1

Subcritical Systems for Neutron Capture Therapy \ Yu.A. Kurachenko, Yu.A. Kazansky, Eu.S. Matusevich; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 10 pages, 6 illustrations, 3 tables. – References, 7 titles.

New class of facilities for neutron, and especially for neutron capture therapy (NCT), based on the deep subcritical systems background irradiation by high energy charged particles is supposed. The most promising two of them are picked out. Optimization of the beam removal block is performed in accordance with the NCT quality criteria. Alongside with the outlet flux characteristics forming and studying, the proper shielding is calculated and optimized as well as heat release in subcritical systems and their constituents. Safety and simplicity of the proposed facilities are displayed.

УДК 621.039.51

Experiment-Calculated Activation Rate of Nickel Foils in the Reactor Hall of the BARS-6 Pulsed Reactor \ Yu.A. Kurachenko, Eu.S. Matusevich, Yu.A. Prokhorov, G.N. Fokin, P.A. Yakubov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 4 titles.

A concise description of the BARS-6 pulse reactor designed for laser and medicobiologic studies is done. The input models of two reactor cores are outlines for the MCNP and KASKAD codes. The coincident fission rates received with these codes are presented. The experimental and calculated data on nickel foil activation in the ${}^{58}\text{Ni}$ (n,p) ${}^{58}\text{Co}$ reaction are compared for a set of 16 detectors placed in a distance from 0 to 190 cm above the core centers. A good coordination of these data is demonstrated. Fast neutron spectra in the nearest and uttermost detectors are presented. A conclusion of input models and calculation data adequacy is postulated.

УДК 621.039.54

The Neutron-Physical Analysis Of Perspective Fuel Cycles Of CANDU Reactors from Points of View of Natural Resources Utilization Effectiveness And Safety Indexes \ Min Min Soe, V.I. Naumov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 9 pages, 5 tables. – References, 13 titles.

The paper addresses the topics of advanced fuel cycles in heavy water reactors CANDU types. The comparative analysis of some variants of perspective fuel cycles of CANDU type heavy water reactors from points of view of nuclear fuel utilization effectiveness and influence on safety indexes is carried out. The variants which are based on the usage of low-enriched uranium, mixed oxide (MOX) fuel, the combined fuel cycle on the basis of low-enriched uranium and thorium, and also a combined fuel cycle with a PWR reactors (DUPIC-technology) are considered. Changes of reactors properties, relating to the replacement of heavy water coolant by light water and an opportunity of reduction of need for