

# ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ И РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ БАЛАНСА РЕАКТИВНОСТИ И РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ БН-600

А.В. Моисеев\*, М.Ю. Семенов\*, Ю.С. Хомяков\*, В.А. Желтышев\*\*,  
В.В. Мальцев\*\*, В.Ф. Росляков\*\*, А.А. Белов\*\*\*, Е.Ф. Селезнев\*\*\*,  
Б.А. Васильев\*\*\*\*, М.Р. Фарақшин\*\*\*\*

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

\*\* Белоярская АЭС, г. Заречный

\*\*\* ИБРАЭ РАН, г. Москва

\*\*\*\* ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Н. Новгород



За 30-летнюю историю эксплуатации реактора БН-600 отработан комплекс расчетных и экспериментальных мероприятий по контролю за нейтронно-физическими характеристиками активной зоны реактора. Приведены результаты, полученные посредством реактивностных и спектральных измерений, и их расчетный анализ по всем существующим в стране расчетным комплексам.

**Ключевые слова:** реактор БН-600, рабочий орган СУЗ, нейтронно-физические характеристики, максимальный запас реактивности.

**Key words:** BN-600 reactor, control rod, neutron-physical characteristics, peak reactivity margin.

## ВВЕДЕНИЕ

В работе подводятся итоги серии экспериментальных и расчетных работ, выполненных в 2003–2010 гг. по обоснованию нейтронно-физических характеристик активной зоны БН-600. Почему после длительного периода эксплуатации БН-600 возникла необходимость в таких достаточно серьезных исследованиях? Работа стимулировалась несколькими факторами.

Переход БН-600 на новую активную зону О1М2 с повышенным выгоранием 11.2% т.а. Это четвертая модернизация активной зоны БН-600. Ее ключевая особенность состоит в том, что переход производился без изменения конструктива активной зоны практически за счет уменьшения консерватизма проектных решений. Обоснование уменьшенных проектных запасов, соответствующих требованиям ПБЯ, в частности, уровня подкритичности РУ после взвода АЗ, явилось предметом серьезных дискуссий, в том числе при лицензировании активной зоны.

© А.В. Моисеев, М.Ю. Семенов, Ю.С. Хомяков, В.А. Желтышев, В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков, А.А. Белов, Е.Ф. Селезнев, Б.А. Васильев, М.Р. Фарақшин, 2011

Необходимость анализа и осмысления опыта работы БН-600 в преддверии окончания проектного срока эксплуатации и его продления на 10–15 лет. БН-600 является уникальной энергетической установкой, не имеющей в мире аналогов, поэтому необходимо было понять, возможно ли доведение эксплуатационных измерений до уровня бенчмарков международного уровня. В этом случае не повторится ли ситуация с опытом БН-350, который в нейтронно-физической части остался только качественным. В настоящее время нет практически никакой возможности проведения анализа данных о характеристиках активной зоны БН-350 для проведения верификационных исследований и учета измерений в БН-350 в новых проектах РУ БН.

Разработка и внедрение новых методов анализа, в частности, начало использования в расчетах активной зоны БН-600 прецизионного метода Монте-Карло, свободного от большинства ограничений традиционных кодов, таких как ГЕФЕСТ, TRIGEX и JARFR.

В экспериментах произошла смена аппаратуры и методик измерений, а к моменту начала данного цикла работ поле энерговыделения БН-600 не измерялось уже около десяти лет.

## **АНАЛИЗ И ОБОСНОВАНИЕ БАЛАНСА РЕАКТИВНОСТИ В БН-600**

### **Состояние проблемы и поставленные задачи**

Баланс реактивности представляет собой соотношение между потенциальной реактивностью активной зоны в различных состояниях с учетом соответствующих эффектов реактивности и эффективностью систем управления и защиты и определяет ядерную безопасность реакторной установки. На основании высоких требований, консервативного подхода к обоснованию ядерной безопасности точность прогноза баланса реактивности является определяющей величиной для выбора проектных и эксплуатационных запасов, а также выработки требований к ядерному топливу.

Проектная величина погрешности для реализованной на сегодня активной зоны реактора БН600

- максимального запаса реактивности принята 0,4%  $\Delta k/k$ ;
- эффективности РО КС 7%;
- эффективности РО АЗ 8%;
- погрешности подкритичности после взвода АЗ  $\sim 0,8\% \Delta k/k$ .

При этом следует отметить несколько фактов, вызывающих (при формальном подходе) сомнения относительно заявленных величин представленных выше параметров:

- прямой расчет критичности активной зоны БН-600 по программе типа ГЕФЕСТ (TRIGEX, JARFR), основанной на диффузионном приближении, отличается от истинного значения до  $\sim 1,0\% \Delta k/k$ ;

- только неучет в указанных кодах гетерогенной структуры органов СУЗ может приводить к ошибке  $\sim 7\text{--}15\%$  в расчете их эффективности;

- константная погрешность расчета критичности активной зоны быстрого реактора остается на уровне  $\sim 1,5\% \Delta k/k$ , а после учета макроэкспериментов на критических стендах снижается до  $\sim 0,5\% \Delta k/k$ . На расчет критичности оказывают заметное влияние и технологические погрешности уровня  $\sim 0,5\% \Delta k/k$ .

Правильная оценка проектных величин, таким образом, существенно зависит от тех методов, которые специалисты-расчетчики используют для корректировки расчетных результатов.

В итоге обоснованность принятой точности проектных величин и способ оцен-

ки погрешности подкритичности явились предметом дискуссии на момент начала данной работы. Эта дискуссия имела научно-технический характер и затрагивала вопросы лицензирования в Ростехнадзоре собственно проектных документов по активной зоне О1М2 БН-600 и обоснований ядерной и радиационной безопасности ведущихся работ по испытаниям в БН-600 ТВС с МОХ-топливом.

Для решения проблемы было решено

- разработать прецизионную тестовую модель активной БН-600, на базе которой провести кросс-верификацию кодов ГЕФЕСТ, TRIGEX и JARFR с целью выяснения причин расхождений между результатами родственных кодов;
- провести анализ методических погрешностей кодов, основанных на диффузионном приближении, методом Монте-Карло;
- провести эксперименты с использованием нового реактиметра Белоярской АЭС, (пере)оценку экспериментальных данных;
- выполнить совместный расчетный анализ по всем вовлеченным кодам и завершить их согласованную верификацию применительно к урановой активной зоне БН-600.

В качестве основного целевого показателя было принято требование Белоярской АЭС о снижении в два раза запаса на погрешность проектного уровня подкритичности активной зоны как наиболее критического узкого места в обосновании баланса реактивности.

### **Расчетно-методическая база обоснования баланса реактивности**

В настоящий момент обоснование ядерной безопасности активной зоны реактора БН-600 базируется на расчетах, выполняемых с использованием трехмерных нейтронно-физических кодов TRIGEX [1], JARFR [2], ГЕФЕСТ [3] (табл. 1). Данные коды достаточно близки по методической базе. В частности, в них используется 26-групповое диффузионное приближение уравнения переноса, но различные способы минимизации сеточных погрешностей. Для прецизионных 299-групповых расчетов методом Монте-Карло используется код ММККЕНО [4]. Данные коды, включающие в себя константное обеспечение БНАБ-93 [5], представляют собой согласованную систему, используемую в российских проектах быстрых реакторов.

Согласованное использование кодов, построенных на различной методической базе, обеспечивается информационной системой ModExSys [6]. В базе данных

Таблица 1

### **Российская система кодов расчета реакторов БН**

Программа	TRIGEX	JARFR	ГЕФЕСТ	ММККЕНО
Библиотека констант	АВВН-93	АВВН-93/78	АВВН-93/78	АВВН-93
Количество групп	299/26	299/26	299/26	299
Модуль подготовки констант	CONSYST	CONSYST/MIM	CONSYST ARAMAHO	CONSYST
Основное назначение	Исследовательские расчеты БН. Анализ экспериментов	Проектные расчеты БН	Эксплуатационные расчеты БН-600	Исследовательские расчеты БН. Анализ экспериментов
Организационные пользователи	ФЭИ, НИИАР, ОКБМ	КИ, ОКБМ, НИИАР	БАЭС, ИБРАЭ, ВНИИАЭС	ФЭИ

системы содержится информация по состояниям реактора БН-600, в которых проводились измерения, экспериментальные и расчетные данные, расчетные модели. Для анализа методических точностей расчета ModExSys обеспечивает согласованное по материальному балансу и геометрии построение расчетных моделей с разной степенью детализации описания компонентов активной зоны, а также моделей для различных кодов TRIGEX и MMKKENO.

### Экспериментальные методики

Экспериментальные методы контроля за реактивностными характеристиками активной зоны реактора БН-600 базируются на использовании цифрового реактиметра с алгоритмами, учитывающими наличие пространственных эффектов [7].

Теоретической основой метода измерения реактивности реактора служит уравнение кинетики реактора. В точечной модели кинетики применительно к любому детектору оно имеет вид

$$\frac{\rho(t)}{\beta_{эфф}} = \frac{\sum_{i=1}^M a_i \int_{-\infty}^t n'(t') e^{-\lambda_i(t-t')} dt'}{n(t)} - \frac{S_{эфф}}{n(t)} + \frac{1}{n(t)} \cdot \frac{dn}{dt} \cdot \frac{\Lambda}{\beta_{эфф}}. \quad (1)$$

Четкую интерпретацию параметров  $S_{эфф}$ ,  $\beta_{эфф}$ ,  $\Lambda$ ,  $a_i$  можно найти в работах [8, 9];  $\rho(t)$  – реактивность реактора;  $a_i$  – расчетная эффективная относительная доля запаздывающих нейтронов (ЗН)  $i$ -ой группы;  $\lambda_i$  – постоянная распада предшественника ЗН  $i$ -ой группы;  $\beta_{эфф}$  – эффективная доля ЗН;  $\Lambda$  – время генерации мгновенных нейтронов в реакторе;  $S_{эфф}$  – эффективная интенсивность внешнего источника нейтронов в реакторе – характеристика внешнего источника, детектора и реактора;  $n'(t')$  – производная скорости отсчетов (либо ток) детектора нейтронов. Решение уравнения (1) относительно реактивности  $\rho(t)/\beta_{эфф}$  при известной скорости отсчетов  $n(t)$  называют обращенным (метод ОРУК), а относительно  $n(t)$  при заданном  $\rho(t)/\beta_{эфф}$  – прямым.

Недостаток точечной модели кинетики заключается в неучете изменений пространственно-энергетического распределения плотности потока нейтронов в процессе измерения реактивности, приводящих к погрешностям в измеряемой реактивности. Одним из возможных путей их устранения является введение поправочной функции  $\varepsilon(t, t')$  в виде делителя для функции детектора  $n(t')$ , т.е. эффективности детектора [8, 10, 11]. С введением в уравнение кинетики (1) эффективности детектора  $\varepsilon(t, t')$  оно приобретает вид [8, 10, 11]

$$\frac{\rho(t)}{\beta_{эфф}} = \sum_{i=1}^M \int_{-\infty}^t a_i(t, t') \frac{\varepsilon(t)[n(t')/\varepsilon(t, t')]'}{n(t)} e^{-\lambda_i(t-t')} dt' - \frac{S_{эфф}}{n(t)} + \frac{1}{n(t)} \cdot \frac{dn}{dt} \cdot \frac{\Lambda}{\beta_{эфф}}. \quad (2)$$

Практическая реализация методик ОРУК осуществляется путем применения цифровых реактиметров с датчиком, расположенным в блоке ионизационных камер (БИК).

Эксперименты по измерению эффективности органов СУЗ являются штатной операцией для реактора БН-600 и проводятся в начале очередной микрокампании после проведения перегрузки топлива, в конце – до перегрузки. Измерения выполняются при температурных условиях, соответствующих перегрузочному холодному состоянию реактора,  $T_{Na} \sim 230^\circ\text{C}$ .

Эффективность одиночного стержня осуществляется путем «сброса стержня» и определяется разницей реактивностей реактора на момент начала движения стержня и после 180-ти секунд с момента прихода РО на нижний концевик.

Для снижения погрешности измерения больших отрицательных реактивностей

эффективность системы РО СУЗ определяется с использованием данных об эффективности одиночных рабочих органов и коэффициента интерференции:

$$\rho_{\text{системы}} = K_{\text{инт.}} \cdot \sum_{i=1}^N \rho_i \quad (3)$$

На базе измерений эффективности РО СУЗ разработаны методики измерения таких характеристик баланса реактивности, как

- максимальный запас;
- температурно-мощностной эффект;
- темп падения реактивности при выгорании топлива.

### Анализ эффективности РО СУЗ

В процессе работы была произведена оценка 1073-го измерения эффективности РО СУЗ с 39-ой по 56-ю микрокампании. В данной работе вследствие сложности представления подробного описания проведенных исследований ввиду их объема приводятся только интегральные результаты и выводы:

- внедрение нового реактиметра с новым программным обеспечением привело к относительно небольшому смещению измеряемых величин эффективности одиночных стержней СУЗ в пределах 2–3%;
- использование в реактиметре современных констант запаздывающих нейтронов БНАБ-93 вместо устаревших параметров, полученных на этапе физического пуска БН-600, привело к систематическому снижению экспериментальных данных на ~5–7%;
- выявлена необходимость корректировки коэффициентов интерференции стержней системы компенсации реактивности (рис. 1), стержней системы аварийной защиты, что привело к снижению эффективности системы КС в начале микрокампании на 3%, в конце – на 9%, а системы АЗ – на 20%;
- все изменения отражены в новой редакции методики измерений нейтронно-физических характеристик РУ БН-600;
- расчеты эффективности РО СУЗ БН-600 оказались весьма чувствительны к се-

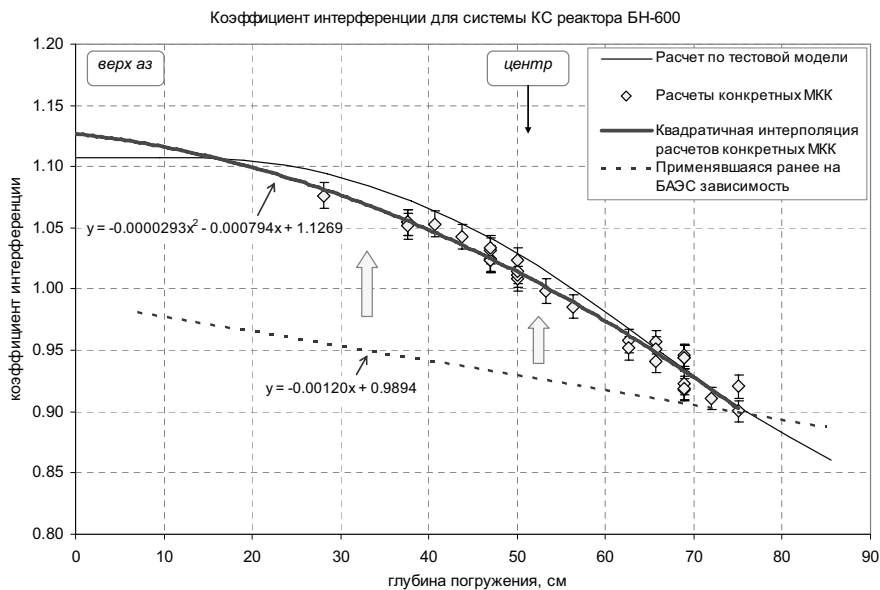


Рис. 1. Зависимость «эффективного» коэффициента интерференции эффективности стержней КС от глубины погружения системы КС

точным погрешностям, что позволяет подбирать сетку, оптимально описывающую эффективность для каждой группы стержней СУЗ;

- в частности, расчеты эффективности стержней КС в диффузионном приближении (ГЕФЕСТ, TRIGEX, JARFR) могут хорошо совпадать с прецизионными расчетами методом Монте-Карло за счет взаимной компенсации сеточной и транспортной погрешностей;

- расчеты эффективности РО АЗ с грубой сеткой (1 точка на ТВС) дают более близкие значения к расчету методом Монте-Карло;

- гомогенизация в расчетах РО СУЗ приводит к завышению эффективности примерно на 7% стержней компенсации реактивности 18% стержней аварийной защиты.

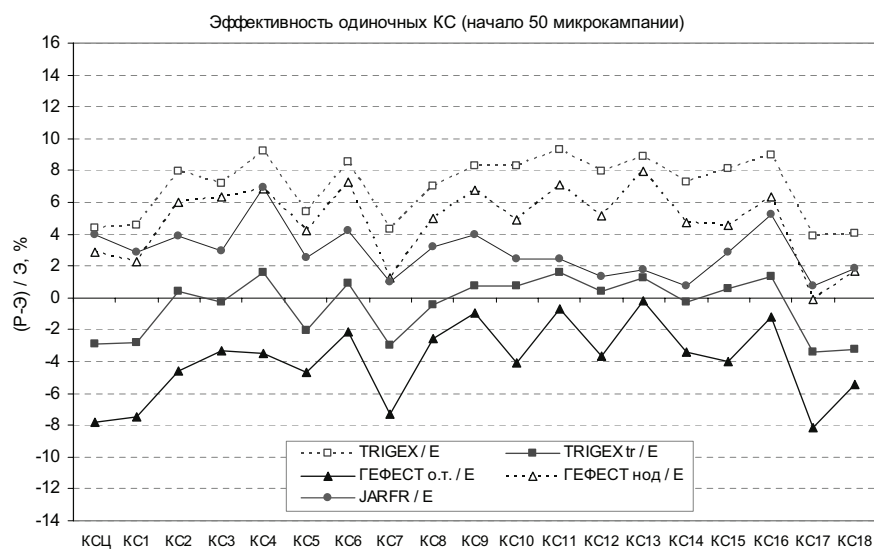


Рис. 2. Отличие расчетной эффективности стержней – компенсаторов реактивности от экспериментальных данных для различных программ и опций их применения (о.т. – расчет с одной точкой на кассету, нод – расчет с «нодальным» методом, tr – расчет с «транспортной поправкой»)

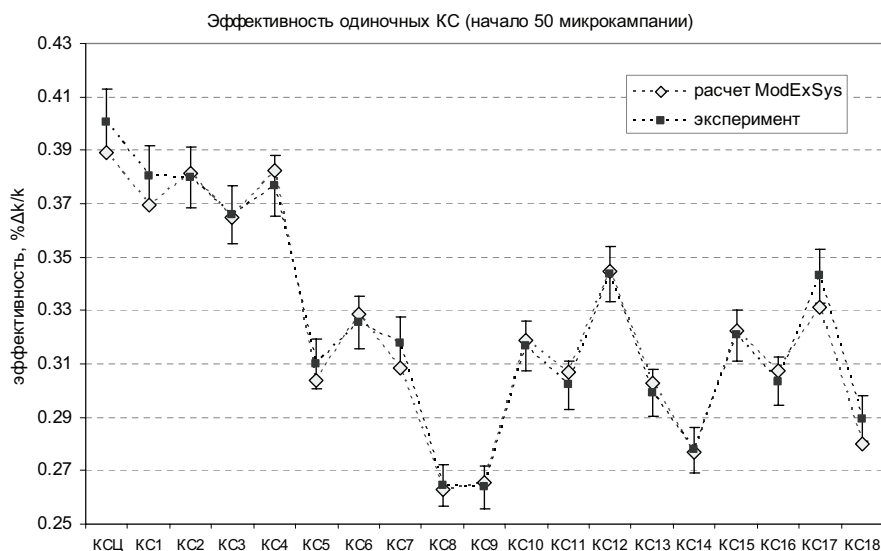


Рис. 3. Качество описания особенностей распределения абсолютных значений эффективности РО КС усовершенствованными расчетными методами

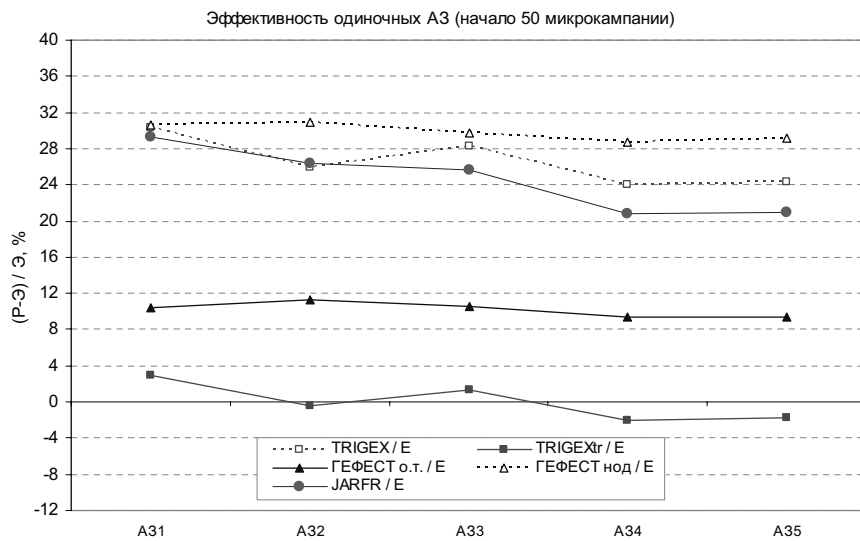


Рис. 4. Отличие расчетных результатов от экспериментальных данных по эффективности стержней аварийной защиты для различных программ и опций их применения (пояснения см. на рис. 2)

Результаты проведенной работы привели к лучшему пониманию реальных значений эффективности РО СУЗ и уровня их расчетного описания (рис. 2–4). По результатам работы выданы рекомендации по повышению эффективности РО СУЗ в активной зоне О1М2 БН-600 и уточнению их проектных значений (рис. 5).

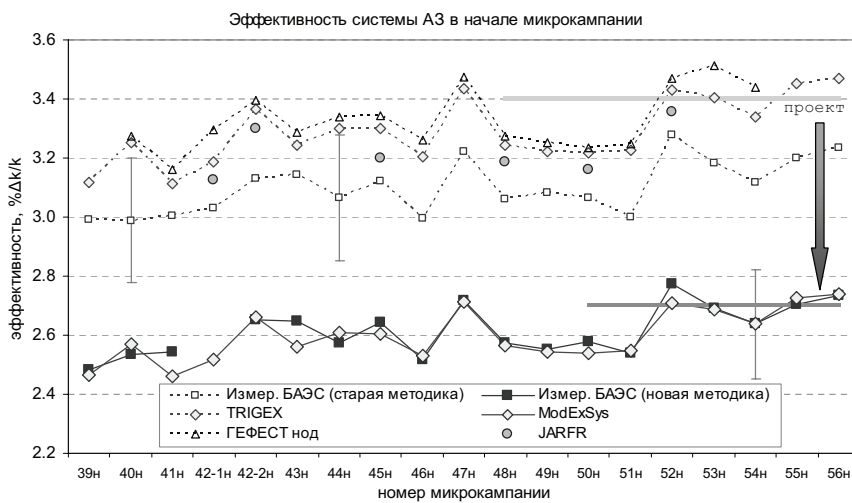


Рис. 5. Расчетные и экспериментальные значения эффективности системы АЗ

### Анализ максимального запаса реактивности

Максимальный запас реактивности является физической величиной, определяющей верхнюю границу положительной реактивности, которая потенциально может быть высвобождена в активной зоне. Эта величина для обеспечения ядерной безопасности реакторной установки должна быть скомпенсирована за счет использования систем воздействия на реактивность, т.е. системы СУЗ, с учетом физических свойств активной зоны.

Поскольку экспериментально состояние реактора с высвобожденным максимальным запасом реактивности не реализуется, запас реактивности определяется

на основе не прямых изотопной установки. счет физических свойств активной зоны и использований систем сисмерений – как комбинация измерений критсостояния, эффективности системы КС и «интегральной кривой» системы КС.

Расчет позволяет прямо моделировать состояние РУ БН-600 с максимальным запасом реактивности. Однако в связи с тем, что используемые коды имеют различные методические погрешности (в частности, погрешность диффузионного приближения), для улучшения оценки запаса реактивности часто используются расчеты критических состояний, с помощью которых эти погрешности минимизируются.

Для учета систематики в расхождениях и уменьшения влияния технологической составляющей погрешности при прогнозе критичности предложена специальная методика корректировки прогнозных оценок по результатам текущих измерений [6], которая оказалась весьма эффективной. Было показано, что целесообразно учитывать зависимость гетерогенной погрешности от глубины погружения системы компенсации:

$$k_{эфф} = k_d \cdot \delta_k \cdot \left( 1 + \varepsilon_k \cdot \left( \frac{1}{k_d} - \frac{1}{k_d^{BK}} \right) \right), \quad (4)$$

где  $k_d$  – расчетные значения  $k_{эфф}$ , полученные по диффузионному коду для интересующего нас состояния и состояния с РО СУЗ, находящимися на верхних концевиках (помечено как BK);  $\varepsilon_k$  – поправка, учитывающая методическую составляющую погрешности расчета эффективности системы РО СУЗ и вычисляемая методом Монте-Карло (по программе MMKKENO);  $\delta_k$  – суммарная поправка на  $k_{эфф}$ , учитывающая систематическую компоненту погрешности расчета коэффициента размножения по стандартной модели активной зоны БН-600 с использованием диффузионного кода и фактически измеренных критичностей предыдущих состояний активной зоны с реализацией тех или иных технологических погрешностей.

С учетом выражения (4) запас реактивности определяется как

$$\rho_{зр} = \left( 1 - \frac{1}{k_d^{BK} \cdot \delta_k} \right) \cdot 100. \quad (5)$$

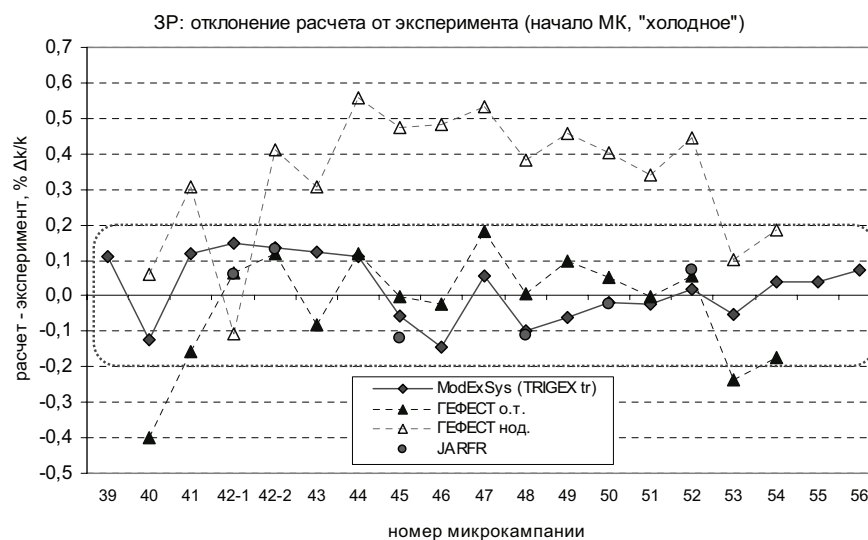


Рис. 6. Результаты анализа экспериментов по определению максимального запаса реактивности в начале микрокампании



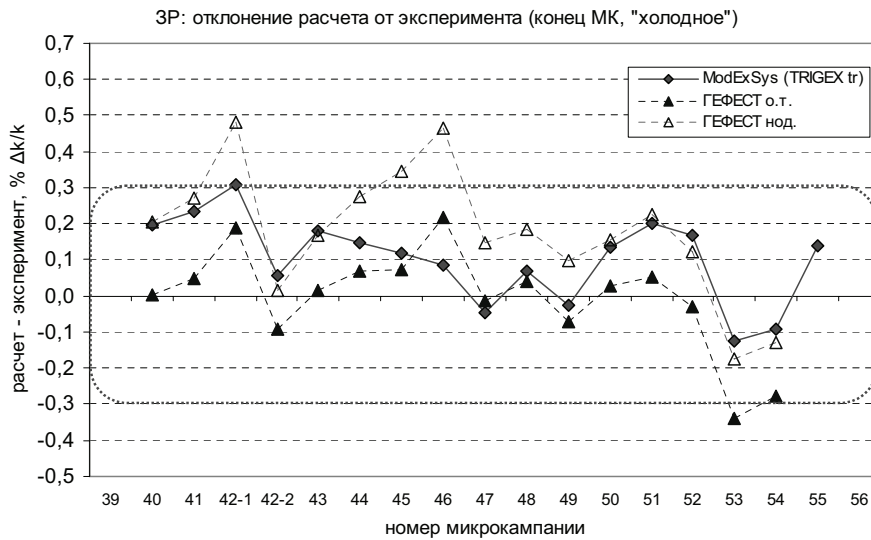


Рис. 7. Результаты анализа экспериментов по определению запаса реактивности в конце микрокампании

В процессе работы были оценены и проанализированы результаты 37-и измерений запаса реактивности в начале и конце микрокампаний, начиная с 39-ой по 56-ю. Итоговые результаты сравнения расчетов запаса реактивности с экспериментальными данными отражены на рис. 6–7. Исходя из полученных данных можно констатировать возможность прогноза запаса реактивности с точностью до

- 0,2%  $\Delta k/k$  в начале микрокампании;
- 0,3%  $\Delta k/k$  в выгоревшем состоянии в конце микрокампании.

Однако следует отметить, что эти результаты могут быть достигнуты только на основе анализа и учета ранее измеренных критических состояний БН-600.

### Анализ уровня подкритичности после взвода АЗ

На рисунке 8 иллюстрируется оценка уровня подкритичности, который по требованиям ядерной безопасности не должен быть ниже 1%. В проектных материалах и сама величина, и ее погрешность определялись исходя из разности макси-

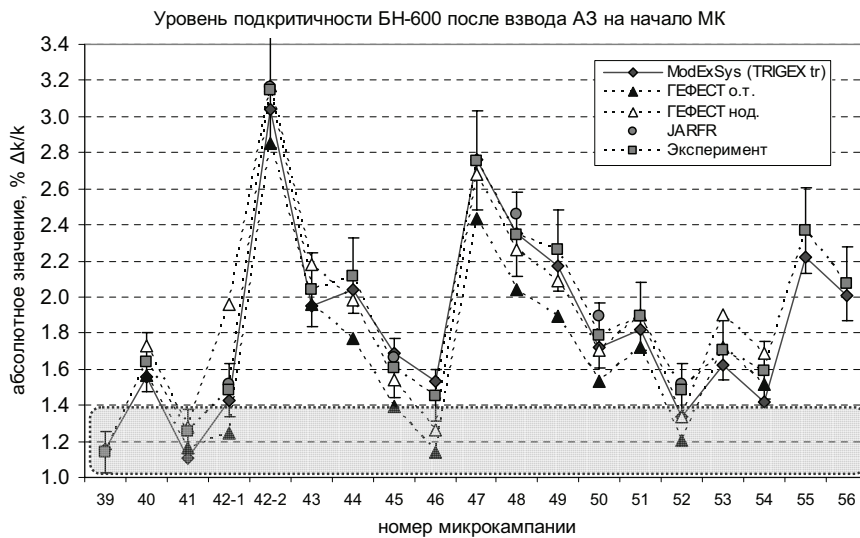


Рис. 8. Анализ уровня подкритичности БН-600 после взвода АЗ в состоянии с МЗР

мального запаса реактивности и эффективности рабочих органов СУЗ. Однако и в эксперименте, и в расчете, скорректированном на измеренную критичность, между МЗР и эффективностью РО СУЗ возникает корреляция погрешностей, которую достаточно сложно оценить. Поэтому уровень подкритичности лучше определять прямым расчетом, но с учетом влияния гетерогенности РО СУЗ согласно выражению

$$\rho_{\text{подкр.КС}}^{\text{ModExSys}} = \frac{1}{k_{\text{эфф}}^{\text{ModExSys}}} - 1 = \frac{1}{k_{\text{TRIGEX}}^{\text{HK}} \cdot \delta_k \left( 1 + \epsilon_k \cdot \left( \frac{1}{k_{\text{TRIGEX}}^{\text{HK}}} - \frac{1}{k_{\text{TRIGEX}}^{\text{BK}}} \right) \right)} - 1. \quad (6)$$

Результаты сравнения с экспериментом показывают, что при таком подходе уровень  $\sim 0,4\% \Delta k/k$  представляется как достаточный запас на компенсацию расчетных неопределенностей прогноза подкритичности РУ БН-600 после взвода стержней АЗ.

### Анализ темпа падения реактивности при выгорании топлива

Экспериментальная оценка темпа изменения реактивности на выгорание топлива состоит в проведении сглаживающей прямой зависимости запаса реактивности от наработки эффективных суток. При этом влияние непуниевского эффекта реактивности устраняется: зависимость строится начиная с наработки не менее 10 эфф. сут. При построении зависимости исключаются также периоды работы реактора на уровнях мощности меньше номинальной (периоды отключения и подключения петли, подъем и снижение мощности).

На рисунке 9 с измеренными значениями сравнивается расчетный темп изменения реактивности, полученный из разницы запасов реактивности в начале и конце микрокампании. На этом же рисунке показано поведение темпа изменения реактивности, если в расчетной методике учитывать выгорание бора-10 в стержнях СУЗ. Как видно из представленных данных, расчет темпа изменения реактивности согласуется с экспериментом в пределах 6%.

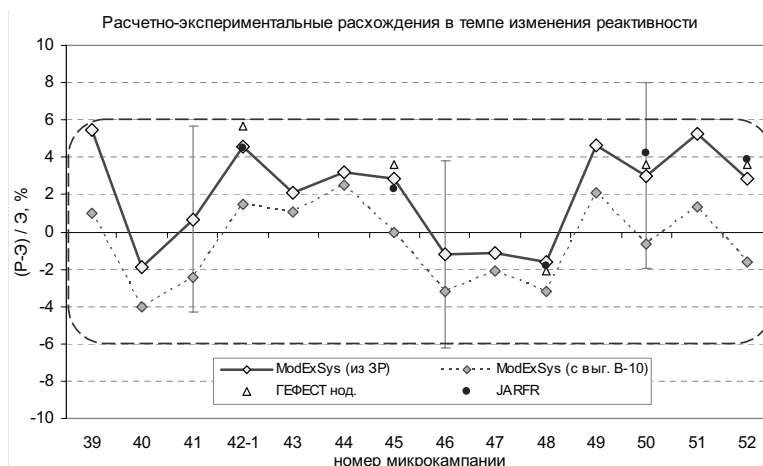


Рис. 9. Отличия расчетных данных от экспериментальных по темпу изменения реактивности

## АНАЛИЗ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В БН-600

### Методика гамма-сканирования для измерения распределения энерговыделения в активной зоне БН-600

В реакторе БН-600 нет средств автоматизированного контроля энерговыделения, мощности ТВС. Экспериментальные работы по анализу полей энерговыделения реактора БН-600 проводились в момент физпуска реактора, а затем периоди-

чески на этапах модернизации его активной зоны.

Методика включает в себя два основных этапа. Первый состоит в кратковременном активировании свежих ТВС в различных ячейках активной зоны, боковой зоны воспроизводства и внутриреакторного хранилища на малом, порядка ~0,6% от номинального, уровне мощности реактора. На втором этапе с помощью специальной установки проводится измерение относительной наведенной активности  $^{140}\text{La}$  с использованием полупроводникового детектора.

Схема проведения измерений наведенной активности ТВС приведена на рис. 10. Штатными системами перегрузки ТВС поочередно выставляются в передаточном боксе реактора на уровне специально разработанного и смонтированного для этих измерений коллиматора  $\gamma$ -излучения. Измерения являются относительными. Одна из ТВС выбирается в качестве мониторинговой и в ходе проведения программы измерений ее активность периодически измеряется повторно, активность остальных ТВС измеряется и соотносится с активностью мониторинговой ТВС.

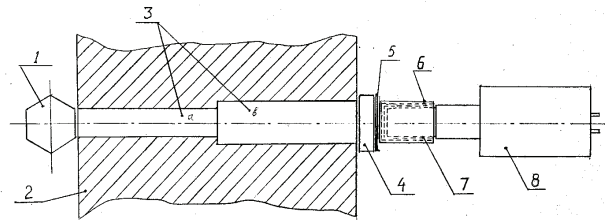


Рис. 10. Схема проведения измерений наведенной активности ТВС: 1 – сканируемая ТВС; 2 – стена передаточного бокса; 3 – коллиматор; 4, 5 – фильтры излучения; 6 – детектор; 7 – местная защита; 8 – блок охлаждения детектора)

Результатом единичного замера является площадь фотопика  $S$  с энергией 1596 кэВ, а итоговой измеряемой величиной –  $F_k$ , пропорциональная средней скорости делений в ТВС (табл. 2):

$$F_k = \frac{1}{Y_k} \cdot G_k \cdot \frac{1}{N_k} \cdot \sum_{i=1}^{N_k} \frac{D_{ki}}{\eta_{ki}} \cdot \frac{1}{n_{ik}} \cdot \sum_{j=1}^{n_{ik}} \frac{S_{ikj}}{\Delta t_j} \cdot T(t_0, t_{ikj}). \quad (7)$$

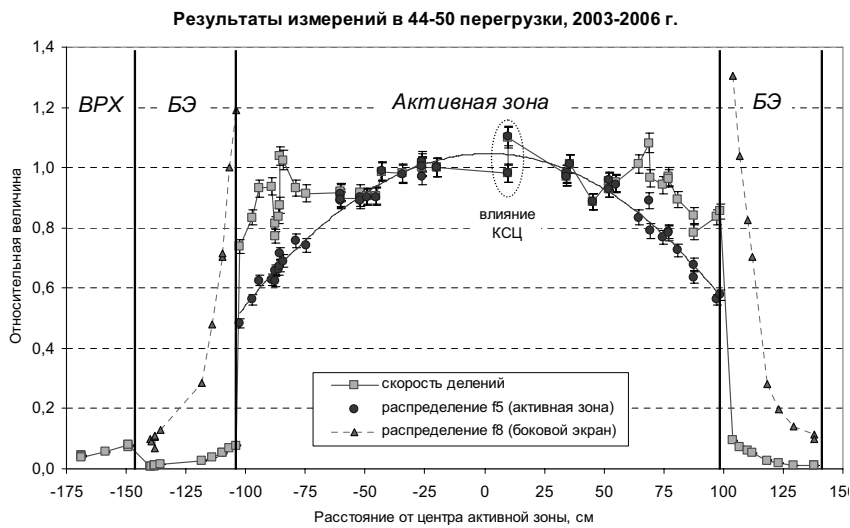


Рис. 11. Результаты измерений распределения скоростей деления в ТВС и скоростей реакции деления  $^{235}\text{U}$  (активная зона) и  $^{238}\text{U}$  (боковой экран)

Таблица 2

**Смысловые и характерные числовые значения параметров выражения (7)**

Обозначение	Смысловое значение параметра	Характерное значение
$S_{ikj}$	Площадь фотопика от $\gamma$ -излучения $^{140}\text{La}$	$\sim 6000\text{--}10000$ импульсов
$\Delta t_j$	Время (длительность) замера	$\sim 100$ с
$n_{ik}$	Количество замеров	$\sim 5$
$T(t_{\sigma}, t_{ikj})$	Поправка на накопление-распад $^{140}\text{La}$ , $t_{\sigma}, t_{ikj}$ – длительность облучения и выдержки	$t_{\sigma} \sim 8$ ч $t_{ikj} \sim 60\text{--}200$ ч
$G_k$	Геометрический фактор для приведения результатов измерений к одной геометрии	1,00 ТВС акт. зоны $\sim 0,1$ ТВС ВБЭ, ВРХ $\sim 0,02$ ТВС НБЭ
$D_{ik}$	Поправка на «мертвое время» установки	$\sim 1,00\text{--}1,04$
$N_k$	Количество измеренных граней в ТВС	от 2 до 6
$\eta_{ki}$	Коэффициент, учитывающий ослабление потока $\gamma$ -квантов материалами ТВС	1,0 ТВС акт. зоны $\sim 0,78$ ТВС БЭ
$Y_k$	Средний выход цепочки $^{140}\text{Ba}\text{--}^{140}\text{La}$	0,0598–0,0587 – $\text{UO}_2$ 0,0533 – MOX-топливо
$k, i, j$	Индекс ТВС, грани ТВС и замера соответственно	

В ходе данной работы была произведена серия экспериментов из трех этапов, выполненных после 44, 48 и 50 перегрузок топлива (рис. 11) [12].

**Анализ распределения энерговыделения в активной зоне БН-600**

Расчет распределения нейтронного поля БН-600 является основным методом прогнозирования и контроля за его локальными характеристиками: энерговыделение в тепловыделяющих элементах, мощность ТВС, повреждающей дозы на конструкционные материалы, выгорание топлива. Для БН-600 он осуществляется с использованием той же системы кодов TRIGEX, JARFR, ГЕФЕСТ и ММККЕНО.

Проведенный анализ результатов измерений, выполненных в процессе перехода на активную зону 01М2 БН-600 [13], показал адекватность расчетного моделирования в пределах активной зоны с максимальной погрешностью, не превышающей 5,5%, при использовании диффузионных программ ГЕФЕСТ, JARFR и TRIGEX с константами БНАБ-93 (рис. 12).

Для бокового экрана и ВРХ характерна систематическая зависимость расхождений между расчетами и экспериментами по мере удаления от границы с активной зоной. Для этих внешних ячеек расчет систематически занижает энерговыделение и нейтронный поток на 20–25%. При этом реальный уровень расхождений существенно зависит от выбранных способов и алгоритмов снижения сеточной погрешности.

Для ТВС на границе активной зоны и бокового экрана расхождения полностью ликвидируются за счет учета методической компоненты погрешности диффузионного приближения. Для ТВС на периферии активной зоны подобный учет также существенно улучшает согласие расчета и эксперимента, однако полностью не ликвидирует расхождения. Мы связываем оставшиеся расхождения с константными и модельными погрешностями. И дальнейшее улучшение согласия расчета и эксперимента в этой области представляет интерес с этой точки зрения. С прак-

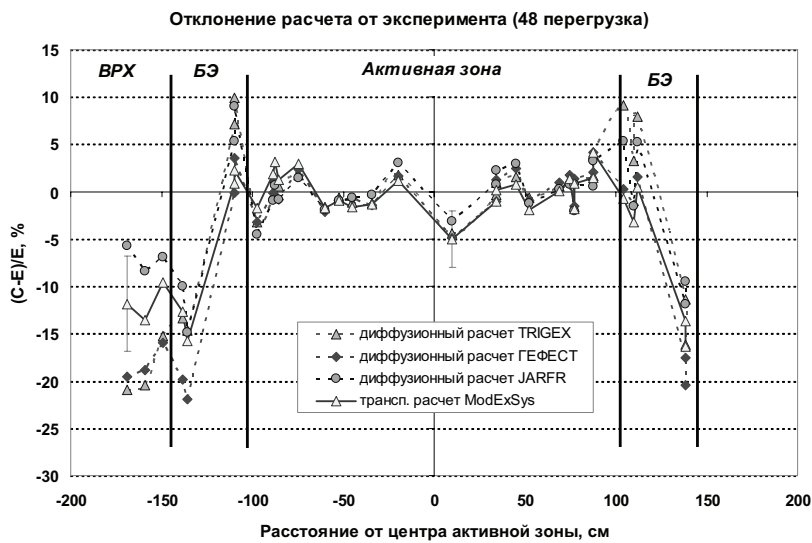


Рис. 12. Отклонение расчета от эксперимента в 48-ю перегрузку

тической же точки зрения продемонстрированный уровень расхождений не представляет для БН-600 заметных сложностей из-за невысокого уровня энерговыделения в периферийных областях.

Таблица 3

**Уточненные нейтронно-физические характеристики активной зоны 01М2 реактора БН-600**

Параметр	Начало микрокампании		Конец микрокампании	
	проектное значение	рекомендация	проектное значение	рекомендация
Максимальный запас реактивности	4,4	4,5 ± 0,2	–	2,4 ± 0,3
Эффективность первой системы стержней СУЗ				
18 КС+2 РС*	6,0	5,8 ± 0,4	6,1	5,5 ± 0,4
1 РС	0,21	0,19 ± 0,02	0,22	0,17 ± 0,02
19 КС+2 РС	6,4	6,2 ± 0,4	6,5	5,9 ± 0,4
Эффективность второй системы стержней СУЗ				
4 АЗ+АЗ–П*	2,7	2,00 ± 0,14	2,8	2,10 ± 0,15
АЗ–П	0,18	0,18 ± 0,02	0,20	0,18 ± 0,02
(5АЗ+АЗ–П)	3,4	2,7 ± 0,2	3,5	2,8 ± 0,2
Эффективность системы СУЗ				
Суммарная	9,6	8,7 ± 0,6	9,7	8,5 ± 0,6
Без одного наиболее эффективного стержня	8,9	8,0 ± 0,6	9,0	7,8 ± 0,6
Уровень подкритичности после взвода системы АЗ в состоянии с максимальным запасом реактивности	2,0	1,7 ± 0,4	–	3,5 ± 0,4
Уровень подкритичности при перегрузке в состоянии с максимальным запасом реактивности	5,2	4,2 ± 0,4	–	6,1 ± 0,4

\* – эффективность системы без одного наиболее эффективного стержня

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В процессе работы с учетом многолетнего опыта эксплуатации БН-600 были окончательно доведены и отработаны методики измерений реактивных характеристик на базе нового реактиметра и методика г-сканирования ТВС, выпущена новая редакция методики измерения нейтронно-физических характеристик активной зоны БН-600. В итоге были переоценены результаты выполненных ранее измерений и уточнены некоторые проектные параметры активной зоны, получаемые с использованием результатов измерений.

Развитие и применение новых программ нейтронно-физических расчетов (новые версии кодов ГЕФЕСТ и JARFR на базе современной системы групповых констант БНАБ-93, система ModExSys и код ММККЕНО на базе метода Монте-Карло) позволило на новом уровне понять и оценить методические особенности расчета базовых параметров активной зоны БН-600. Кросс-верификация кодов позволила добиться согласованности результатов, получаемых по различным кодам при использовании одинаковых сеточных опций.

В результате серии экспериментальных и расчетных исследований создана согласованная и непротиворечивая база данных о нейтронно-физических характеристиках быстрого натриевого реактора средней мощности, не имеющая аналогов в мире.

В результате работы завершена верификация системы кодов TRIGEX, JARFR, ГЕФЕСТ и обоснованы уточненные значения основных нейтронно-физических характеристик активной зоны БН-600 с точностями, существенно превышающими аналогичные величины для других энергетических реакторов АЭС (табл. 3 и 4). В целом, были дополнительно подтверждены проектные параметры активной зоны, а оценка их погрешности получила дополнительное обоснование.

Таблица 4

### Рекомендации по уточнению расчетных параметров нейтронного поля и оценки погрешностей их прогноза (максимальные значения)

Параметр	Поправка	Погрешность, %
Мощность ТВС		
активной зоны	–	5,5
первого ряда бокового экрана	0,98	10
боковой зоны воспроизводства	1,10	10
внутриреакторного хранилища	1,20	10
Максимальная линейная нагрузка твэлов		
активной зоны	–	5,5
первого ряда бокового экрана	0,98	10
боковой зоны воспроизводства	1,10	10
внутриреакторного хранилища	1,20	10
Максимальная повреждающая доза		
активной зоны	–	5,5
первого ряда бокового экрана	0,92	10
боковой зоны воспроизводства	1,10	10
внутриреакторного хранилища	1,20	10

**Литература**

1. *Серегин А.С., Кислицына Т.С.* Аннотация TRIGEX.04: Препринт №2846 – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2000.
2. *Ярославцева Л.Н.* Комплекс программ JAR для расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 1983. – Вып. 8(37). – С. 41-43.
3. *Альперович М.Н., Григорьева Н.М., Сысоева О.В., Селезнев Е.Ф., Яблоков С.Л.* Аннотация программы ГЕФЕСТ // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 1994. – Вып. 4. – С. 36-43.
4. *Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Программный комплекс CONSYST/ММККЕНО для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в  $P_n$ -приближении: Препринт №2887 – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2001.
5. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Система групповых констант БНАБ93: Верификационный отчет/Межведомственная комиссия по аттестации справочных данных в различных тематических направлениях атомной науки, техники и технологии. Свидетельство ВНИЦ ГСССД №444 от 01.07.95. – М., 1999.
6. *Моисеев А.В.* Система моделирования и расчетного анализа нейтронно-физических экспериментов на энергетических быстрых реакторах: дисс. на соиск. уч. степ. канд. физ.-мат. наук, Обнинск, 2010.
7. *Матвеев И.П., Литицкий В.А., Шокодъко А.Г.* Учет пространственных эффектов при измерении реактивности // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 2008. – Вып. 2. – С. 41-47.
8. *Шокодъко А.Г.* Строгое уравнение кинетики ядерного реактора // Вопросы атомной науки и техники // Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 1988. – Вып. 4. – С. 3-9.
9. *Колесов В.Е., Макаров О.И., Матвеев И.П., Шокодъко А.Г.* Программа ДНЕСТР и ее применение для учета пространственных эффектов при измерении реактивности методом ОРУК: Препринт №1062 – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1981.
10. *Казанский Ю.А., Матвеев И.П., Тютюнников П.Л., Шокодъко А.Г.* К учету пространственных эффектов реактивности методом обращенного решения уравнения кинетики // Атомная энергия. – 1981. – Т. 51. – Вып. 6. – С. 387-389.
11. *Готье Ж.К., Матвеев И.П., Шокодъко А.Г., Карпентер С.Г. и др.* Сравнение эффективности поглощающих стержней быстрых реакторов // Атомная энергия. – 1989. – Т. 66. – Вып. 5. – С. 302-308.
12. *Хомяков Ю.С., Кочетков А.Л., Изотов В.В. и др.* Контроль за распределением энерговыделения в БН-600 методом  $\gamma$ -сканирования ТВС // Атомная энергия. – 2008. – Т. 105. – Вып. 6. – С. 339-344.
13. *Моисеев А.В., Селезнев Е.Ф., Фаракишин М.Р., Хомяков Ю.С. и др.* Анализ точности расчета распределения поля энерговыделения в БН-600 // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 2. – С. 63-70.

Поступила в редакцию 14.10.2010

**УДК 621.039.546.54**

*Analysis of the Dynamics of Hydrogen Ingress into Secondary Sodium after Replacement of the BN-600 Power Unit Steam Generator Stages* \ Yu.V. Nosov, G.N. Tsygankov, A.I. Beltyukov, P.P. Govorov, A.A. Kuznetsov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 4 illustrations. – References, 3 titles.

The technique of calculation of hydrogen ingress into the secondary circuit of the BN-600 power unit after replacement of the PGN200M steam generator stages is presented. The hydrogen diffusion from the water-steam circuit from the new evaporator stages of which the heat exchange surfaces have not been subjected to the passivation yet is shown to be the main source of ingress.

**УДК 621.039.54**

*Operating Experience from Europium Absorbers in the BN-600 Reactor and Perspectives of Their Further Utilization in the Innovation Nuclear Reactors* \ V.D. Risovany, A.V. Zakharov, E.P. Klochkov, V.V. Maltsev, A.I. Karpenko, V.I. Ogleznev, A.M. Tuchkov, I.A. Chernov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 5 pages, 2 tables, 2 illustrations.

An extensive operating experience from the europium control rods has been accumulated. Research into materials has shown that the BN-600 reactor europium rods have high lifetime characteristics. A set of the studies on utilization of europium radionuclides in the gamma-emitting sources has been conducted. The most promising line is a utilization of double-purpose designs of the control rods with an absorbing kernel in the form of the inserts of the active part of the standard gamma-emitting sources.

**УДК 621.039.54**

*Genetic Algorithm for the Localization of Defective Fuel Assemblies in the BN-600 Reactor Core* \ A.O. Skomorokhov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 10 titles.

The article considers the problem of determining the location of the fuel assemblies with leaky fuel rods in the reactor BN-600. The problem is solved by the method of neutron flux tilting at the operating reactor. Perturbations of the neutron field in the motion of control rods can be approximated by using a radial-basis neural network. A genetic algorithm for the localization of defective fuel assemblies is proposed.

**УДК 621.039.56**

*Additional Method of Determination of the Predictive Position of the Shim Rods of the Beloyarsk NPP* \ V.A. Zhyoltyshev, A.A. Lyzhin, V.A. Shamansky; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 7 pages, 3 tables, 1 illustration. – References, 9 titles.

BN-600 reactor in the critical condition The additional method of determination of the predictive position of the KS1-18 control rods in the critical condition after refuelling is justified. Together with the existing method the above-mentioned method makes it possible to reliably determine the KS1-18 control rod position in the critical condition and improve safety and effectiveness of the BN-600 reactor operation.

**УДК 621.039.56**

*Experimental and Computational Justification of the Reactivity Balance and Power Distribution in the BN-600 Core* \ V.A. Zhyoltyshev, V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov, A. V. Moiseev, M.Yu. Semyonov, Yu.S. Khomyakov, A.A. Belov, E.F. Seleznyov, B.A. Vasilev, M.R. Farakshin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 15 pages, 4 tables, 12 illustrations. – References, 13 titles.

For the 30-year history of the BN-600 reactor operation a set of the computational and experimental measures on the monitoring of the reactor core neutron-physical characteristics has been perfected. In this paper the results achieved by means of the reactivity and spectrum measurements and their computational analysis by all the available domestic software packages are presented.