

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ /  
MODELLING PROCESSES AT NUCLEAR FACILITIES

УДК 621.039.553

DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.3.15>*Оригинальная статья / Original paper***Программный комплекс ГЕФЕСТ-М**

А.М. Болдырев<sup>1</sup>, Е.Ф. Селезнев<sup>1</sup>, Е.П. Ляпин<sup>2</sup>, А.М. Тучков<sup>2</sup>, С.Г. Столяров<sup>1</sup>, Я.С. Гайтанов<sup>1</sup>, И.Ю. Чернышов<sup>1</sup>, А.А. Перегудов<sup>3</sup>, М.Ю. Семенов<sup>3</sup>, И.В. Тормышев<sup>3</sup>, Е.П. Аверченкова<sup>3</sup>, В.А. Мишин<sup>3</sup>, Д.В. Панова<sup>3</sup>, В.В. Лосев<sup>3</sup>

<sup>1</sup> ООО «АСУ-ЛИДЕР»,

105118 Россия, г. Москва, ш. Энтузиастов, 34

<sup>2</sup> Белоярская АЭС,

624250 Россия, Свердловская обл., г. Заречный, а/я 149

<sup>3</sup> АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»,

249033 Россия, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1

**Реферат.** Сложная геополитическая обстановка и санкционное давление требуют полной перестройки экономических процессов в нашей стране. В связи с этим Правительством Российской Федерации определен перечень продуктов и технологий, подлежащих замене отечественными аналогами в ближайшее время. Одним из ключевых направлений является импортозамещение программного обеспечения. Согласно Указу Президента Российской Федерации №166 от 30.03.2022 года «О мерах по обеспечению технологической независимости и безопасности критической информационной инфраструктуры Российской Федерации», с 1 января 2025 г. органам государственной власти, заказчикам запрещается использовать иностранное программное обеспечение на принадлежащих им значимых объектах критической информационной инфраструктуры.

Флагманом программы ИТ-импортозамещения в России стала Госкорпорация «Росатом», которая в рамках единой цифровой стратегии повышения ИТ-импортозависимости ориентирована на сотрудничество с отечественным малым и средним бизнесом (МСП). Одним из значимых проектов программы ИТ-импортозамещения в Росатоме с участием МСП является модернизация существующих ПК ГЕФЕСТ и ГЕФЕСТ800, предназначенных для эксплуатационных нейтронно-физических расчетов реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем на Белоярской АЭС – единственной в мире станции с реакторами на быстрых нейтронах промышленного уровня БН-600 и БН-800.

Конечной целью проекта является создание на базе существующих ПК ГЕФЕСТ и ГЕФЕСТ800 единого кроссплатформенного ПК ГЕФЕСТ-М с учетом дополнительно разработанных для внедрения расчетных модулей и методик с перспективой применения для реакторов БН-1200 и других РУ типа БН.

© Болдырев А.М., Селезнев Е.Ф., Ляпин Е.П., Тучков А.М., Столяров С.Г., Гайтанов Я.С., Чернышов И.Ю., Перегудов А.А., Семенов М.Ю., Тормышев И.В., Аверченкова Е.П., Мишин В.А., Панова Д.В., Лосев В.В., 2025

Главный атрибут создания кроссплатформенного ПК ГЕФЕСТ-М – уход от проприетарных закрытых средств разработки ПО, а также возможность работы комплекса на вычислительной технике и операционных системах отечественной разработки. Разработчиком ПК ГЕФЕСТ-М является аккредитованная организация, осуществляющая деятельность в области информационных технологий – ООО «АСУ-ЛИДЕР».

**Ключевые слова:** нейтронно-физический расчет, моделирование реактора, БН-600, БН-800, БН-1200, ГЕФЕСТ, инженерный программный комплекс, диффузионный код, нуклидная кинетика, потвальный расчет, гетерогенный расчет, импортозамещение.

**Для цитирования:** Болдырев А.М., Селезнев Е.Ф., Ляпин Е.П., Тучков А.М., Столяров С.Г., Гайтанов Я.С., Чернышов И.Ю., Перегудов А.А., Семенов М.Ю., Тормышев И.В., Аверченкова Е.П., Мишин В.А., Панова Д.В., Лосев В.В. Программный комплекс ГЕФЕСТ-М. *Известия вузов. Ядерная энергетика.* 2025;3:217–236. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.3.15>

## Введение

На сегодняшний день создание ПК ГЕФЕСТ-М в рамках действующего функционала ПК ГЕФЕСТ и ГЕФЕСТ800 полностью завершено.

В ходе создания ПК ГЕФЕСТ-М произведена глубокая переработка существующих программных кодов ПК ГЕФЕСТ [1] и ГЕФЕСТ800 [2] с учетом жестких требований по импортозамещению с применением сервиса коллективной разработки GitLab (свободного ПО, развернутого на серверах ООО «АСУ-ЛИДЕР»).

Из существенных улучшений в ПК ГЕФЕСТ-М можно выделить

- обеспечение возможности работы на вычислительных средствах отечественной разработки, в том числе на базе процессоров Байкал и Эльбрус;
- обеспечение возможности работы на ОС отечественной разработки (в связи с переходом Госкорпорации «Росатом» на отечественную ОС Astra Linux основной ОС для ПК ГЕФЕСТ-М выбрана Astra Linux Special Edition);
- исключение зависимости от западных проприетарных компиляторов и интегрированных сред разработки;
- проведение замены монолитной архитектуры комплекса на гибкую компонентную клиент-серверную архитектуру;
- реализация распараллеливания вычислений посредством открытой библиотеки OpenMP, что позволило сократить расчетное время ресурсоемких модулей в разы;
- использование технологии контейнеризации Docker, которая делает приложение более безопасным, облегчает его развертывание и улучшает возможности по его масштабированию;
- реализация интерфейса пользователя на основе веб-технологий без привязки к ОС;
- использование нового оптимизированного модуля подготовки констант CROSSER [3] (разработка АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» при участии ООО «АСУ-ЛИДЕР»);
- реализация возможности осуществления расчетного контроля подкритических узлов с ядерным топливом (разработка АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»).

Последующее развитие ПК ГЕФЕСТ-М определяется стратегическими целями атомной отрасли – освоение замкнутого ядерно-топливного цикла, который обеспечит топливом атомную энергетику будущего, позволит повторно использовать отработавшее ядерное топливо, а также минимизировать количество и активность радиоактивных отходов.

Необходимо отметить, что в ГК «Росатом» непрерывно ведутся работы над одной из приоритетных задач – улучшением технико-экономических параметров эксплуатации активных зон быстрых реакторов. Задача решается как совершенствованием существующих конструкционных материалов, так и внедрением новых конструкционных материалов и топливных композиций, что также выдвигает определенные требования к возможностям развития и совершенствования ПК ГЕФЕСТ-М.

В рамках приоритетного развития ПК ГЕФЕСТ-М заказчиком АО «Концерн Росэнергоатом» «Белоярская атомная станция» определено внедрение следующих новых расчетных модулей и алгоритмов:

- модуль эффективного учета аксиального перемещения стержней СУЗ с оценкой коэффициентов реактивности (мощностного и др.);
- модуль для аналитического решения задач нуклидной кинетики для топлива, поглотителя, конструкционных материалов и теплоносителя с учетом циркуляции и очистки теплоносителя первого контура БН;
- модуль детализированного гетерогенного расчета выбранных ТВС в диффузионном приближении;
- модуль MMKKENO [4] для расчета эффективного коэффициента размножения для подкритических узлов с ядерным топливом энергоблоков №3 и №4 БАЭС (на операционной системе Astra Linux).

До конца 2025 г. будет выполнена интеграция новых расчетных модулей и алгоритмов для последующей верификации и аттестации ПК ГЕФЕСТ-М с целью дальнейшего расчетного обоснования безопасности эксплуатации в активных зонах реакторов БН, в том числе для сборок с конструкцией, отличных от штатных ТВС.

Решение поставленных задач выполняется высококвалифицированными специалистами ООО «АСУ-ЛИДЕР» с непосредственным участием молодых специалистов НИЯУ «МИФИ», а также ведущих специалистов АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и БАЭС.

## Моделирование перемещения стержней СУЗ

В ПК ГЕФЕСТ-М для моделирования движения стержней СУЗ используется специальный алгоритм, позволяющий менять сечения в расчетных точках в зависимости от конкретного положения стержней СУЗ, причем вычисляются не только макро-, но и микросечения, что позволяет определять выгорание поглотителя в зависимости от реального положения стержней СУЗ в процессе работы реактора.

Данный алгоритм использует две модели разбиения составляющих активной зоны – физическую и математическую. Физическая модель состоит из расчетных ячеек как физических объектов, например, это часть объема ТВС. Данная модель может иметь изменяющиеся границы, учитывающие формоизменения моделируемого физического объекта, например, его температурное удлинение или перемещение в пространстве. Математическая модель имеет неизменные границы расчетных ячеек и предназначена для решения математических уравнений, например, уравнений переноса нейтронов. Массив размеров высотных слоев физической модели содержится в файле Топливного Архива (ТА), хранящего данные о сборке. Содержащиеся в ТА концентрации нуклидов соответствуют физическому массиву в размерах высотных слоев. При этом на начальном этапе, после чтения данных из файла ТА физическая и математическая модели совпадают.

Рассмотрим подготовку макроконстант в расчетной ячейке реактора со стержнем СУЗ на примере рис. 1.

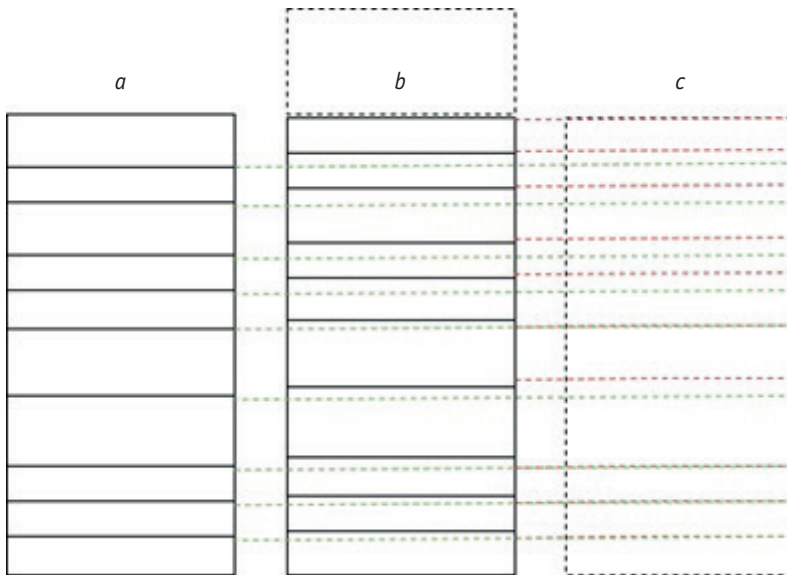


Рис. 1. Процесс переноса сечений с модели канала  $b$  на  $a$

Рассмотрим сборку, имеющую аксиальное разбиение, отвечающее физическому каналу ( $b$ ), и математическое разбиение канала в модели ( $a$ ). Произведем процесс свертки констант с канала  $b$  на  $a$ . Процесс подготовки сечений для математической модели происходит в несколько шагов. Первый из них для математических слоев начинается с переноса сечений из канала  $a$  на ячейки канала  $b$ . Сечения увода и коэффициенты диффузии для ячеек канала  $a$  определяются через сумму сечений увода и транспортных сечений с «весом» толщин слоев из канала  $b$ . В каждой ячейке  $i$  канала  $a$  присутствует  $n$  зон стержня СУЗ, имеющих свои сечения. Обозначим объемы этих зон стержня, входящих в ячейку  $i$ , через  $V_m$ , где  $m$  меняется от 1 до  $n$ . Простейшим способом подготовки констант ячейки  $i$  является суммирование констант зон с «весом» их объемов [5], т.е.

$$\Sigma_{i,a}^g = \frac{\sum_{m=1}^n \Sigma_m^g V_m}{\sum_{m=1}^n V_m}, \quad (1)$$

где  $\Sigma_m^g$  – значение сечения группы  $g$  в ячейке  $m$  физического канала  $b$ ;  $V_m$  – объем ячейки  $m$  физического канала  $b$ ;  $\Sigma_{i,a}^g$  – итоговое сечение группы  $g$  ячейки  $i$  в математическом канале  $a$ .

После определения указанным выше способом сечений увода и транспортного сечения для канала  $a$  определяются токовые коэффициенты в расчетные ячейки математической модели реактора.

На основе потока нейтронов, полученного из решения трехмерного уравнения переноса в математической модели, определяется средняя плотность потока нейтронов в зонах физической модели реактора.

На втором шаге в высотных ячейках канала  $b$  максимальный по высоте слой в каждой расчетной ячейке разбивается на число слоев, соответствующих соотношению максимального размера слоя к минимальному размеру слоя. Таким образом, формируются расчетные ячейки канала  $c$ . Все сечения в этих мелких ячейках известны, поэтому можно приступить к определению в канале поля нейтронов. Поле нейтронов в канале  $c$  определяется через решение одномерного уравнения переноса нейтронов в нем методом прогонки.

На третьем и заключительном шаге проводится аналогично формуле (1) определение сечений в ячейках математической модели реактора с «весом» объема мелких слоев  $m$  и плотности потоков нейтронов в них для каждой группы нейтронов:

$$\Sigma_{i,a}^g = \frac{\sum_{m=1}^n \Sigma_m^g V_m (\Phi_m^g)^p}{\sum_{m=1}^n V_m (\Phi_m^g)^p}, \quad (2)$$

где  $\Phi_m^g$  – плотность потока нейтронов энергетической группы  $g$  в ячейке  $m$  физического канала  $b$ ;  $p$  – целочисленный показатель степени плотности потока нейтронов.

После прохода по всем каналам СУЗ реактора проводится расчет реактора на базе его математической модели.

Для демонстрации корректности разработанного алгоритма на рис. 2 представлена зависимость дифференциальной эффективности компенсирующего стержня реактора БН-600 от глубины погружения его в активную зону (а.з.), вертикальными пунктирными линиями обозначены границы расчетных ячеек по высоте а.з.

Здесь, с учетом представления (2) получено влияние степени плотности потока нейтронов на значение дифференциальной эффективности стержня СУЗ. Согласно теории возмущений первого порядка, коэффициент реактивности при переходе из критического состояния определяется как возмущение условно-критической задачи [6]:

$$\Delta\rho = \frac{\langle \varphi^+ \delta L \varphi \rangle - \frac{1}{k_{eff}} \langle \varphi^+ \delta F \varphi \rangle}{\frac{1}{k_{eff}} \langle \varphi^+ F \varphi \rangle}, \quad (3)$$

где  $\varphi$  – плотность потока нейтронов;  $\varphi^+$  – функция ценности нейтронов;  $L$  – оператор переноса нейтронов;  $F$  – оператор генерации нейтронов деления;  $k_{eff}$  – эффективный коэффициент размножения нейтронов, соответствующий критическому состоянию.

Пусть возмущение вносится только изменением сечений в расчетных областях канала СУЗ при движении стержня, тогда

$$\begin{cases} \delta F = 0 \\ \delta L \sim \delta \Sigma. \end{cases}$$

Отсюда получаем связь реактивности с изменением макроскопических сечений в канале СУЗ:

$$\Delta\rho \sim \frac{\langle \varphi^+ \delta \Sigma \varphi \rangle}{\frac{1}{k_{eff}} \langle \varphi^+ F \varphi \rangle}. \quad (4)$$

Анализируя (4), с учетом схожести зависимости плотности потока и ценности нейтронов из рис. 2 получаем подтверждение оптимальности представления выражения (2) при  $p = 2$ . Данное оптимальное представление реализовано для штатного использования в комплексе.

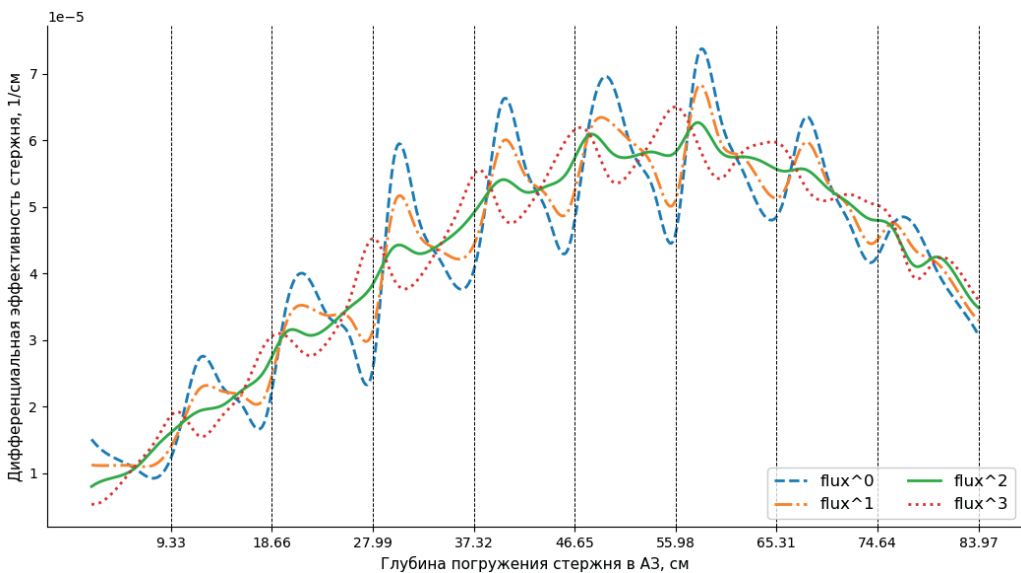


Рис. 2. Зависимость дифференциальной эффективности КС от глубины погружения в а.з. при разном показателе степени потока нейтронов

## Нуклидная кинетика

В рамках разработки ПК ГЕФЕСТ-М производится замена расчетного модуля нуклидной кинетики BPS (используемого ранее в ПК ГЕФЕСТ) [7], основанного на итерационном методе решения системы уравнений выгорания с полной матрицей переходов, на новый модуль аналитического решения ASBE (Analytical Solution of Burnup Equations). В ходе данной работы созданы программы решения задач нуклидной кинетики для

- топлива и осколков деления (1610 нуклидов, из них для штатного использования в ПК ГЕФЕСТ-М выбраны 477 с учетом продуктов деления, период полураспада которых более одних суток);
- борного поглотителя (115 нуклидов);
- конструкционных материалов и примесей в них (501 нуклид);
- теплоносителя и его примесей с учетом движения теплоносителя по первому контуру и его очистки в ловушках (210 нуклидов).

Код ASBE способен рассчитывать любые цепочки нуклидных переходов, включая циклические, как для актиноидов, так и для продуктов деления. В качестве источника константных данных программа использует связку CROSSER/БНАБ-РФ22 [8]. Скорость получения решения для аналитического алгоритма значительно выше скорости получения решения итерационным методом.

CROSSER является разработкой АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». Отличительной особенностью по сравнению с более ранними версиями программ является повышенное быстродействие, уточненные расчеты доплеровских приращений факторов самоэкранировки и расширенный набор форматов в таблицах БНАБ, что позволило повысить точность представления данных о нейтронных сечениях, хранящихся в библиотеке. CROSSER активно используется для подготовки макроконстант при проведении инженерных расчетов по сопровождению эксплуатации действующих энергетических реакторов на быстрых нейтронах.

В таблице 1 представлено сравнение времени решения задачи нуклидной кинетики для всех расчетных ячеек модели реактора БН-800 по программам ASBE и BPS. Некоторые особенности и результаты работы программы ASBE отражены в соответствующей статье [9]. Кроме расчета непосредственно концентраций реализовали учет погрешностей на каждом шаге выгорания, основываясь на исходных погрешностях входных данных. Код включает в себя модуль OST, который является производным от модуля расчета нуклидной кинетики и дополняется возможностью расчета активности и остаточного энерговыделения для всех изотопов, участвующих в задаче нуклидной кинетики. Все модули, входящие в код ASBE, распараллелены на уровне высотного слоя при помощи открытой библиотеки OpenMP.

Таблица 1

**Сравнение времени решения полномасштабной задачи нуклидной кинетики программой ASBE и программой BPS для различных временных интервалов**

Временной интервал, сут	Время расчета ASBE, с	Время расчета BPS, с
0,1	204	1904
1	220	2044
10	249	2042
30	300	2332
60	333	2796
90	361	3245
120	406	3715
150	462	4183

В данной работе рассмотрим наиболее специфичную задачу для нуклидной кинетики – учет изменения скоростей процессов при движении теплоносителя в активной зоне. При движении теплоносителя снизу вверх в активной зоне в высотных расчетных ячейках каждой из сборок изменяются сечения захвата нейтронов нуклидами теплоносителя и, главным образом, плотность потока нейтронов, что сказывается на скорости процессов, связанных с взаимодействием нейтронов со средой  $\alpha$ . Если число высотных ячеек  $m$ , то для нуклида  $k$  концентрация будет иметь вид

$$y_1^k(\tau) = y_0^k(0) \exp\left[-(\alpha_1^k + \alpha_2^k + \dots + \alpha_m^k)\tau\right] \exp(-\lambda^k t),$$

где  $\tau$  – время прохождения теплоносителем одной высотной ячейки, считая, что это время одинаково для всех ячеек ( $m\tau = T$ ).

Тогда для дочернего нуклида концентрация на это время составит

$$y^l(\tau) = y^l(0) \exp(-\alpha_1^l \tau) \exp(-\lambda^l \tau) + y^k(0) \lambda^{k \rightarrow l} \frac{\exp[-(\alpha_1^k + \lambda^k)\tau] - \exp[-(\alpha_1^l + \lambda^l)\tau]}{(\alpha_1^l + \lambda^l) - (\alpha_1^k + \lambda^k)}.$$

Концентрация нуклида  $k$  после прохождения всех высотных ячеек определяется по формуле

$$y^k(t) = y^k(0) \exp\left[-(\alpha_1^k + \alpha_2^k + \dots + \alpha_m^k)\tau\right] \exp[-\lambda^k t].$$

Концентрация нуклида  $l$  –

$$\begin{aligned} y^l(t) = & y_0^l(0) \prod_{j=1}^m \left[ \exp(-\alpha_j^l \tau) \exp(-\lambda^l \tau) \right] + \\ & + y_0^k(0) \lambda^{k \rightarrow l} \sum_{i=1}^m \frac{\exp[-(\alpha_i^k + \lambda^k)\tau] - \exp[-(\alpha_i^l + \lambda^l)\tau]}{(\alpha_i^l + \lambda^l) - (\alpha_i^k + \lambda^k)} \times \\ & \times \prod_{j=1}^{m-i} \exp[-(\alpha_{j+1}^l \tau)] \exp[-(\lambda^l \tau)] \prod_{j=1}^{i-1} \exp[-(\alpha_j^k \tau)] \exp[-(\lambda^k \tau)]. \end{aligned}$$

Аналогичным образом можно получить последующие нуклиды в цепочках, что позволяет организовать расчетный процесс.

Более детально алгоритм решения задачи нуклидной кинетики теплоносителя описан в работе [10]. В качестве демонстрации работоспособности расчетной программы в табл. 2 приводятся результаты сравнения расчетной и измеренной активности отдельных нуклидов теплоносителя по завершении некоторых микрокампаний БН-800. Расчетные и экспериментальные данные по завершении микрокампаний (от второй до десятой) представлены по отношению к активности  $^{22}\text{Na}$  после второй микрокампании. Основная активность теплоносителя обусловлена  $^{22}\text{Na}$ , расхождение расчетной и измеренной активности по данному нуклиду достигает максимально 40%. По другим нуклидам расхождение более существенно, но для них и активность во много раз ниже, чем для  $^{22}\text{Na}$ .

## Детализированный гетерогенный расчет объектов моделирования в диффузионном приближении

В целях обеспечения возможности расчета реакторов БН-600 и БН-800 с загрузкой в них различных экспериментальных сборок разрабатывается диффузионный код, позволяющий адаптировать расчетную сетку с учетом конструктивных особенно-

Таблица 2

**Экспериментальная (Э) и расчетная (Р) удельная активность некоторых нуклидов теплоносителя по отношению к активности  $^{22}\text{Na}$  после завершения второй микрокампании БН-800, отн. едн.**

Нуклид	$^{22}\text{Na}$		$^{124}\text{Sb}$		$^{131}\text{I}$		$^{134}\text{Cs}$		$^{136}\text{Cs}$		$^{137}\text{Cs}$		
	Э	Р	Э, $10^{-3}$	Р, $10^{-3}$	Э, $10^{-3}$	Р, $10^{-3}$	Э, $10^{-2}$	Р, $10^{-2}$	Э, $10^{-3}$	Р, $10^{-3}$	Э, $10^{-2}$	Р, $10^{-2}$	
Микрокампания	2-я	1	1	3,1	4,5	1,2	6,9	0,06	0,97	0,86	3,0	0,067	8,0
	3-я	1,3	1,5	2,6	2,4	35,0	6,4	0,06	1,4	6,8	0,57	0,072	7,9
	4-я	1,5	1,6	3,1	2,2	31,0	6,6	1,2	1,8	23,0	1,1	2,5	7,7
	5-я	1,8	1,6	3,8	2,5	3,7	7,3	1,3	2,2	1,8	1,7	3,2	7,7
	6-я	1,9	1,6	1,4	2,3	3,7	6,8	1,1	2,4	1,8	2,2	3,1	7,6
	7-я	2,2	1,6	0,28	2,2	13,0	6,9	0,78	2,6	4,4	2,9	2,7	7,5
	8-я	2,1	1,6	0,42	2,3	1,4	6,9	0,51	2,8	0,64	3,4	2,2	7,4
	9-я	2,6	1,6	0,73	2,3	0,16	5,8	0,56	3,0	0,016	4,2	2,8	7,2
	10-я	2,4	1,6	0,72	2,3	6,5	6,9	3,7	3,0	5,1	5,3	6,2	7,1

стей каждой сборки. Это обеспечивает получение детальной расчетной информации на этапе подготовки к эксперименту, при проведении эксперимента, а также по его завершении.

В качестве объектов моделирования, как минимум, рассматриваются активные зоны реакторов на быстрых нейтронах типа БН с ТВС, стержнями СУЗ и их элементами (твэлами, пэлами, чехлами и гильзами). Код должен обеспечивать возможность моделирования гетерогенных ячеек, включая возможность потвэльного моделирования.

Код будет применяться для решения следующих задач нейтронно-физического расчета реакторов на быстрых нейтронах:

- условно-критические задачи (однородное уравнение переноса нейтронов) как прямые, так и сопряженные;
- неоднородное уравнение переноса нейтронов с различным типом фиксированного источника, включая подкритическое размножение.

Код создается для расчета реакторов на быстрых нейтронах в исходной трехмерной HEX-Z-геометрии. Каждый расчетный гексагональный канал может представляться одной из заранее подготовленных моделей, представленных в табл. 3. Модель канала может быть спроектирована в любом доступном САПР, например, КОМПАС-3D. Каждый гетерогенный канал состоит из набора геометрических примитивов:

- внутренние ячейки всех ТВС являются шестигранными правильными призмами;
- боковая расчетная ячейка представляет собой пятигранную призму с двумя внутренними гранями, размером в грань внутренней ячейки и контактирующей с ними; две противоположные грани размером в толщину чехла и половину пространства между чехлами ТВС; пятая сторона ячейки, опирающаяся на грани в толщину чехла, служит границей контакта разных ТВС;
- угловая расчетная ячейка располагается в угловом стыке трех соседних ТВС и представляет собой пятигранную призму, одна из граней которой контактирует с ближайшей внутренней расчетной ячейкой с размером в грань последней; две грани размером в толщину чехла и половину пространства между чехлами ТВС идут под прямым углом к примыкающим сторонам ячеек внешней границы ТВС и две грани контактируют с гранями аналогичных угловых ячеек соседних ТВС.

## Варианты расчетных моделей каналов

Номер канала	Тип канала	Число расчетных ячеек в канале	Ячейки с твэлами (пэлами)	Чехольные ячейки
1	Гомогенный	1	–	–
2	Гомогенный	7	–	–
3	Гетерогенный	19	7	12
4	Гетерогенный	37	19	18
5	Гетерогенный	61	37	24
6	Гетерогенный	91	61	30
7	Гетерогенный	127	91	36
8	Гетерогенный	169	127	42
9	Гетерогенный	217	169	48
10	Гетерогенный	271	217	54
11	Гетерогенный	331	271	60
12	Гомогенно-гетерогенный	181	108	72
13	Гомогенный	13	–	–
14	Гетерогенный	217	145	72

Модель активной зоны формируется автоматически на основании заданных в конструкторе геометрий всех расчетных ячеек. Нумерация гексагональных каналов в плане проводится от центральной ячейки и далее вправо против часовой стрелки.

Особенностью эксплуатационных расчетов является необходимость ведения топливного архива, в связи с чем дробление расчетной сетки приводит к значительному увеличению объема данных, вносимых в ТА. Для решения этой проблемы при штатном использовании в ПК ГЕФЕСТ-М используется модель активной зоны, в которой каждый детализированный канал находится в окружении расчетных ячеек с одной точкой

на канал, как представлено на рис. 3, 4. Данный подход обеспечивает детальный расчет параметров экспериментальных сборок и при этом позволяет существенно экономить объем топливного архива.

В целях демонстрации работы расчетного алгоритма в табл. 4 представлены собственные значения решения прямых и сопряженных задач переноса нейтронов для модели реактора БН-600 с представлением расчетных сборок, в основном, гомогенной моделью (канал № 1) и с представлением 48-ми ТВС не касающимися друг друга каналами № 2–14, расположенными, в основном, в центральной области ЗМО (рис. 5). Значения  $k_1$

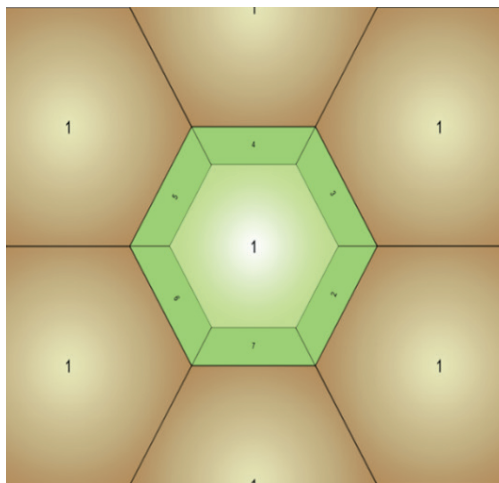


Рис. 3. Пример модели гомогенного канала № 2, окруженного ячейками канала № 1

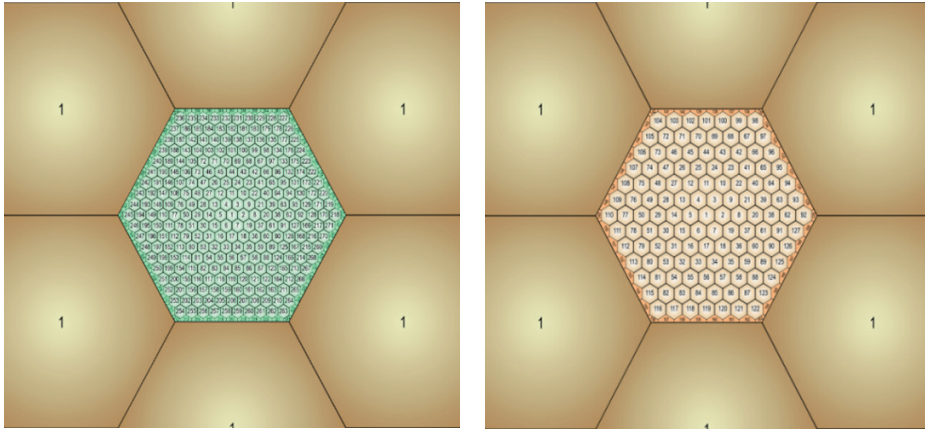


Рис. 4. Примеры потвальной модели ТВС БН-1200 – канал № 10 (слева) и потвальной модели ТВС БН-600 – канал № 7 (справа), окруженных ячейками канала № 1

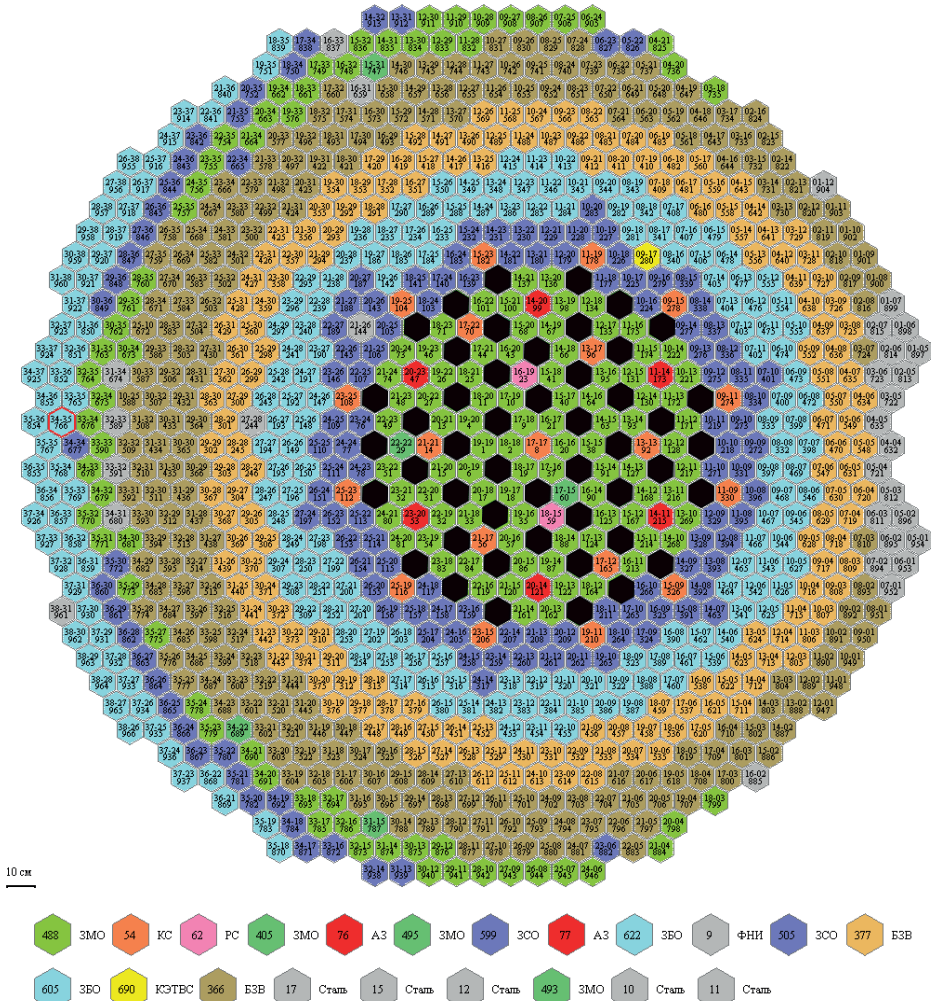


Рис. 5. Схема размещения расчетных сборок, моделируемых различными каналами (48 ТВС выделены черным цветом) в модели а.з. БН-600

### Собственные числа при решении нейтронно-физической задачи для модели БН-600

Вариант	$k_{эфф}$				$k_{эфф}^+$				$\delta k/k, \%$
1	0,9991				0,9991				0,00
2	0,9966				0,9965				0,01
–	$k_1$	0,8753	$k_2$	0,1213	$k_1^+$	0,8779	$k_2^+$	0,1186	–
3	1,0022				1,0025				0,02
–	$k_1$	0,8793	$k_3$	0,1229	$k_1^+$	0,9512	$k_3^+$	0,0512	–
4	1,0012				1,0014				0,02
–	$k_1$	0,8786	$k_4$	0,1226	$k_1^+$	0,9504	$k_4^+$	0,0511	–
5	1,0002				1,0004				0,02
–	$k_1$	0,8780	$k_5$	0,1223	$k_1^+$	0,9495	$k_5^+$	0,0509	–
6	0,9997				0,9999				0,02
–	$k_1$	0,8779	$k_6$	0,1221	$k_1^+$	0,9490	$k_6^+$	0,0508	–
7	0,9993				0,9994				0,01
–	$k_1$	0,8774	$k_7$	0,1219	$k_1^+$	0,9487	$k_7^+$	0,0507	–
8	0,999095976				0,9992				0,01
–	$k_1$	0,8772	$k_8$	0,1219	$k_1^+$	0,9485	$k_8^+$	0,0507	–
9	0,9982				0,9980				0,02
–	$k_1$	0,8769	$k_9$	0,1212	$k_1^+$	0,9478	$k_9^+$	0,0503	–
10	0,9988				0,9990				0,02
–	$k_1$	0,8770	$k_{10}$	0,1218	$k_1^+$	0,9483	$k_{10}^+$	0,0507	–
11	0,9984				0,9984				0,00
–	$k_1$	0,8768	$k_{11}$	0,1216	$k_1^+$	0,9479	$k_{11}^+$	0,0505	–
12	1,0041				1,0040				0,0045
–	$k_1$	0,9064	$k_{12}$	0,0977	$k_1^+$	0,9638	$k_{12}^+$	0,0402	–
13	0,9964				0,9964				0,0032
–	$k_1$	0,8752	$k_{13}$	0,1212	$k_1^+$	0,9460	$k_{13}^+$	0,0503	–
14	1,0100				1,0098				0,0129
–	$k_1$	0,8373	$k_{14}$	0,1726	$k_1^+$	0,9359	$k_{14}^+$	0,0739	–

соответствуют совокупному вкладу в эффективный коэффициент размножения нейтронов от однородных моделей ТВС,  $k_2, k_3, \dots, k_{14}$  представляют собой суммарный вклад в  $k_{эфф}$  от 48-ми ТВС, представленных различными моделями каналов.

Модуль расчета поля нейтронов дополняется программами пре- и постпроцессинга. Система препроцессинга является составляющей общего расчетного ядра ПК ГЕФЕСТ-М, она необходима для того, чтобы обеспечивать возможность интеграции кода гетерогенного расчета с другими компонентами ПК ГЕФЕСТ-М, обеспечивающими максимально возможный автоматизированный уровень подготовки исходных данных для нейтронно-физического расчета, и согласование обмена информационными потоками с другими компонентами системы. Входные данные для проведения расчета задаются через интерфейс программной оболочки или представляются в виде файлов открытых форматов, обрабатываемых специализированным python-скриптом.

В коде будет реализована возможность ввода исходной информации с описанием расчетной области и других входных данных. Исходные данные о конструкционных материалах хранятся в структуре (тип База Данных), обеспечивающей возможность редактирования, хранения и целостности. Нуклидные составы топлива и поглотителя формируются в соответствии с картограммой загрузки микрокампании на основе разбиения сборок на области, принятого в конструкторской документации, и далее автоматически пересчитываются в концентрации отдельных ячеек в схеме разбиения, принятой в расчетной модели ПК ГЕФЕСТ-М. Соответствие между заданным составом и расчетной ячейкой предусматривается для любой формы разбиения гетерогенной модели сборки. Температуры в отдельных ячейках гетерогенной сборки на первом этапе строятся на основании температурного расчета сборки в гомогенной модели программой MIF-2 (методические основы которой представлены в работе [11]) с простым градиентным распределением по внутренним ячейкам гетерогенной модели. На втором этапе предполагается использовать потвэльную температурную 3D-модель.

Программное средство MIF-2 разработано АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и предназначено для расчета стационарных режимов в ТВС реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем и позволяет проводить оценки следующих теплогидравлических характеристик ТВС:

- температуры теплоносителя в ячейках ТВС;
- температуры оболочки твэла, изменяющейся по азимуту и высоте твэла;
- максимальной азимутальной неравномерности температуры оболочки твэла;
- скорости теплоносителя в ячейках ТВС;
- температуры чехла ТВС;
- температуры натрия в зазоре между ТВС.

Расчеты температурного поля активной зоны и зоны воспроизводства РУ производятся путем суммирования результатов расчетов температур отдельных ТВС, формирующих указанные зоны РУ.

При разработке постпроцессора необходима расширенная, ориентированная на пользователя постобработка результатов, такая как расчет нейтронно-физических характеристик активной зоны, расчет функционалов плотности потока частиц, расчеты скоростей и числа реакций, подготовка файлов для графической визуализации и т.д.

Специфические выходные данные, получаемые при решении нейтронно-физических задач активных зон, являются независимыми и выводятся в отдельные блоки выходных данных. Обеспечивается вывод данных в виде файлов, содержащих результаты расчетов.

Использование диффузионного приближения обеспечивает наибольшую скорость получения решения. Реализация комбинации диффузионного приближения с возможностью как посборочного, так и потвэльного расчета обеспечивает значительное расширение функционала ПК ГЕФЕСТ-М в сопровождении эксплуатации РУ типа БН.

## Расчет подкритических систем

В настоящее время уже доработан код MMKKENO и осуществлена его сборка для операционной системы Astra Linux, проведена кросс-верификация между версиями MMKKENO для Windows и Astra Linux на моделях ядерной безопасности для БН-600

Code System GEFEST-M

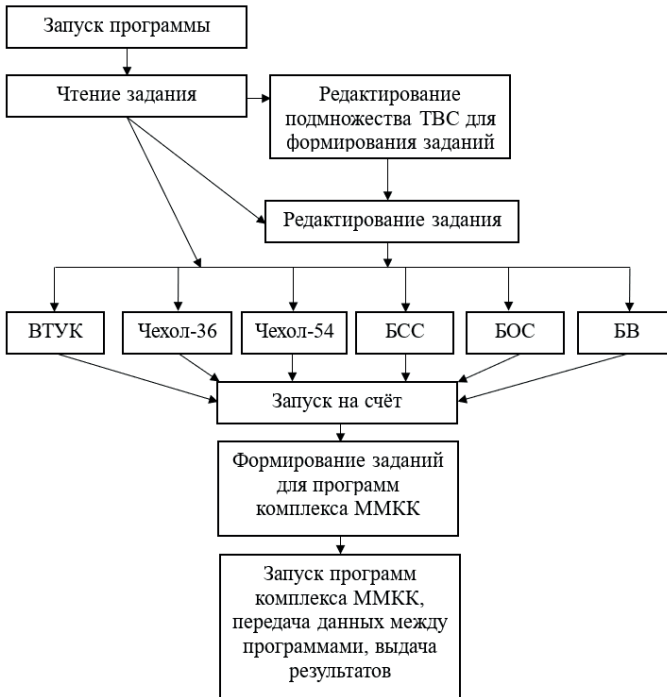


Рис. 6. Блок-схема программного комплекса

и БН-800, разработаны расчетные модели подкритических систем узлов хранения ядерного топлива на площадке БАЭС:

- барабана свежих сборок (БСС);
- барабана отработавших сборок (БОС);
- внутриобъектового транспортного упаковочного комплекта (ВТУК);
- бассейна выдержки (БВ);
- подкритического реактора.

На рисунке 6 представлена блок-схема работы интерфейса по формированию расчетных заданий, а на рис. 7 – графическая оболочка на

примере формирования задания для ВТУК. На рисунках 8, 9 представлены примеры расчетных моделей для ВТУК, БСС и БОС соответственно.

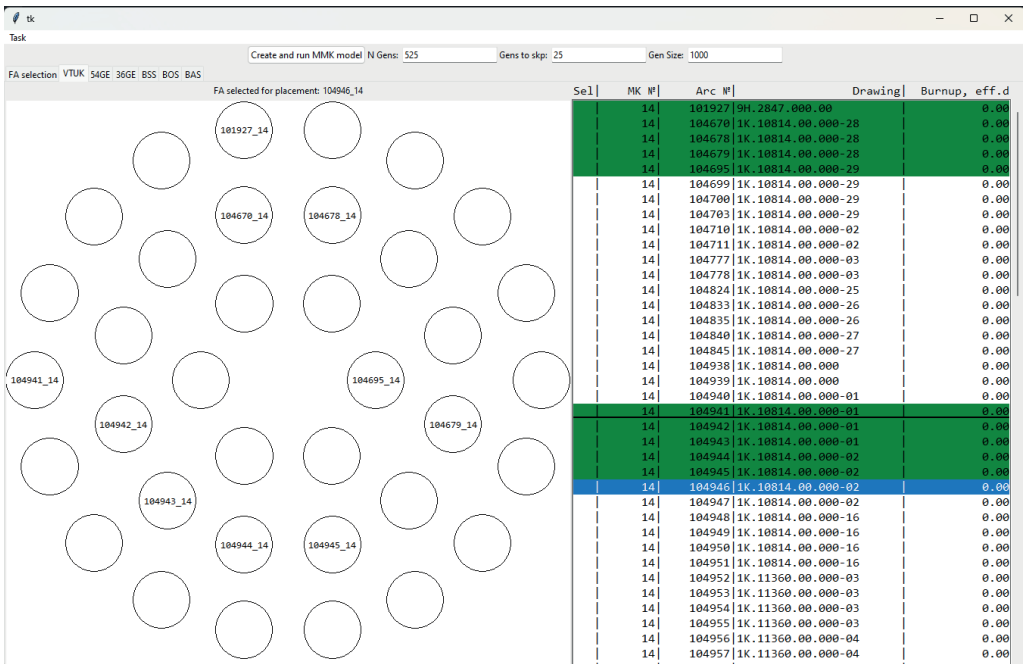


Рис. 7. Пример формирования задания для ВТУК

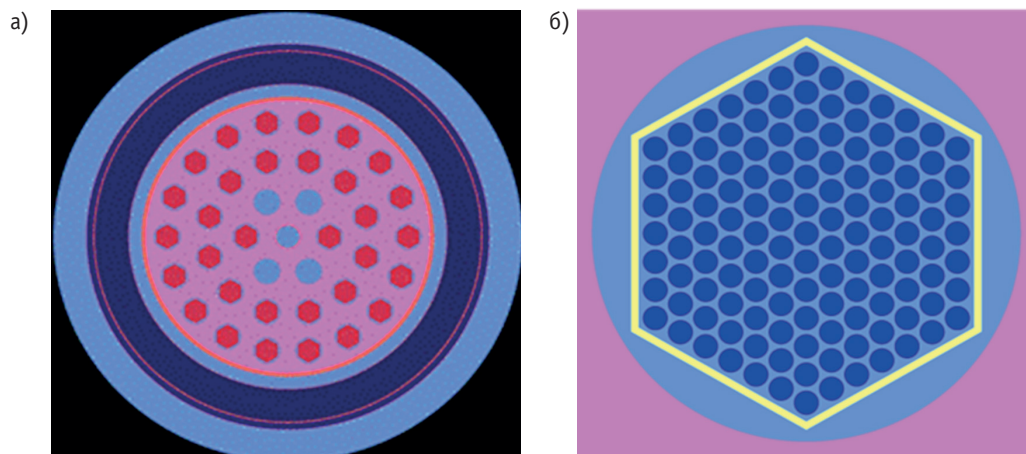


Рис. 8. Поперечное сечение ВТУК на середине активной зоны: а) поперечное сечение ВТУК на середине активной зоны; б) поперечное сечение используемой в расчете модели ТВС активной зоны – вид сверху

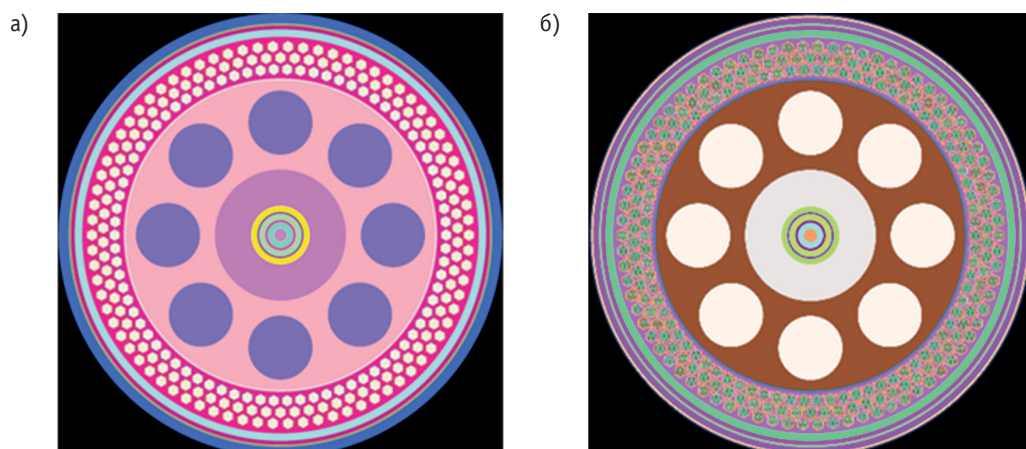


Рис. 9. Поперечные сечения БСС и БОС на середине активной зоны: а) поперечное сечение БСС на середине активной зоны; б) поперечное сечение БОС на середине активной зоны

## Заключение

Создан программный комплекс ГЕФЕСТ-М расчетного сопровождения эксплуатации реакторных установок типа БН, отвечающий современным требованиям, предъявляемым как к программному обеспечению, так и к точности решения нейтронно-физических задач.

Проведены тестовые расчеты с применением разработанных алгоритмов: расчет дифференциальной эффективности стержня СУЗ реактора БН-600; решение задачи нуклидной кинетики аналитическим методом для реакторов БН-600 и БН-800; детализированный гетерогенный расчет нейтронного поля реактора БН-600 в диффузионном приближении.

Внедрение в ПК ГЕФЕСТ-М новых расчетных модулей, основанных на данных алгоритмах, существенно расширяет функционал комплекса с возможностью расчета с любым уровнем детализации и сохранением при этом быстродействия.

Сегодня функционал ПК ГЕФЕСТ-М не только соответствует существующим ПК ГЕФЕСТ и ГЕФЕСТ800, но и развивается для последующего сопровождения нейтронно-физических расчетов и разработки обоснований безопасности эксплуатации активных зон действующих реакторов БН-600, БН-800, а также перспективных РУ типа БН в соответствии со стратегическими целями атомной отрасли.

### Литература

1. Белов А.А., Селезнев Е.Ф., Расчетное сопровождение эксплуатации БН-600. *Атомная энергия*. 2010;108(4):256–259. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1465> (дата обращения 20.06.2025).
2. Асатрян Д.С., Белов А.А., Белоусов В.И., и др. Комплекс программ ГЕФЕСТ800 для проведения эксплуатационных расчетов нейтронно-физических характеристик БН-800 в стационарном режиме. *Атомная энергия*. 2015;118(6):303–309. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/858> (дата обращения 20.06.2025).
3. Кощеев В.Н., Тормышев И.В., Мишин В.А. и др. CROSSER – программный модуль подготовки групповых констант для инженерных расчетов быстрых реакторов. *Вопросы атомной науки и техники: Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2020;4:16–25. URL: <https://www.elibrary.ru/ucddbr> (дата обращения 20.06.2025).
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 Р<sub>n</sub>-приближении: Препринт ФЭИ-2887. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2001, с. 27.
5. Dall’Osso A. Reducing rod cusping effect in nodal expansion method calculations. In *Proceedings of the International Conference on the New Frontiers of Nuclear Technology: Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing*. American Nuclear Society, 2002. URL: [https://www.researchgate.net/publication/255992346-Reducing\\_rod\\_cusping\\_effect\\_in\\_Nodal\\_Expansion\\_Method\\_calculations](https://www.researchgate.net/publication/255992346-Reducing_rod_cusping_effect_in_Nodal_Expansion_Method_calculations) (дата обращения 20.06.2025).
6. Белл Д., Глестон С. Теория ядерных реакторов: Пер. с англ. / Под ред. В. Н. Артамкина. М.: Атомиздат, 1974, 494 с. URL: [https://elib.biblioatom.ru/text/bell\\_teoriya-yadernyh-reaktorov\\_1974/p0/](https://elib.biblioatom.ru/text/bell_teoriya-yadernyh-reaktorov_1974/p0/) (дата обращения 20.06.2025).
7. Селезнев Е.Ф., Белов А.А. Решение задачи нуклидной кинетики с полной матрицей переходов нуклидов. *Известия Российской академии наук. Энергетика*. 2013;3:27–40. URL: [https://www.elibrary.ru/download/elibrary\\_20503245\\_54749734.pdf](https://www.elibrary.ru/download/elibrary_20503245_54749734.pdf) (дата обращения 20.06.2025).
8. Аверченкова Е.П., Дьяченко Я.В., Забродская С.В. и др. Формирование системы групповых констант для нейтронно-физических расчетов реакторов на быстрых нейтронах на основе файлов библиотеки РОСФОНД-2020.2. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2024;2:155–169. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.2.13>
9. Селезнев Е.Ф., Дробышев Ю.Ю., Карпов С.А., Бухтияров И.Р. Решение уравнений нуклидной кинетики. *Атомная энергия*. 2021;130(5):249–253. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/4297> (дата обращения 20.06.2025).
10. Селезнев Е.Ф., Болдырев А.М., Ляпин Е.П. Нуклидная кинетика теплоносителя быстрых реакторов. *Атомная энергия*. 2023;134(3–4):161–164. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5290> (дата обращения 20.06.2025).
11. Жуков А.В., Сорокин А.П., Кириллов П.Л., Ушаков П.А., Кирюшин А.И., Кузавков Н.Г. и др. Методические указания и рекомендации по теплогидравлическому расчету активных зон быстрых реакторов / Под ред. А.В. Жукова, А.П. Сорокина. РТМ 1604.008-88. Обнинск: ФЭИ, 1988.

Поступила в редакцию 10.07.2025

После доработки 01.08.2025

Принята к опубликованию 20.08.2025

**Авторы**Болдырев Александр Михайлович, главный специалист,

E-mail: boldyrev\_am@asu-leader.ru

Селезнев Евгений Федорович, системный аналитик, д.т.н.,

E-mail: e.f.seleznev@yandex.ru

Ляпин Евгений Петрович, начальник лаборатории,

E-mail: ojb4-jfl3@belnpp.ru

Тучков Андрей Михайлович, заместитель главного инженера Белоярской АЭС, к.т.н.,

E-mail: tuchkov@belnpp.ru

Столяров Сергей Геннадьевич, технический директор,

E-mail: stolyarov\_sg@asu-leader.ru

Гайтанов Ян Сергеевич, первый заместитель генерального директора,

E-mail: gaytanov\_ys@asu-leader.ru

Чернышов Илья Юрьевич, инженер-программист,

E-mail: cher.4@mail.ru

Перегудов Антон Александрович, начальник департамента расчетных исследований безопасности АЭС, к.т.н.,

E-mail: aperegudov@ippe.ru

Семенов Михаил Юрьевич, ведущий научный сотрудник, к.ф.-м.н.,

E-mail: msemenov@ippe.ru

Тормышев Иван Владимирович, ведущий инженер,

E-mail: itormyshev@ippe.ru

Аверченкова Елизавета Павловна, инженер-исследователь,

E-mail: epaverchenkova@ippe.ru

Мишин Вячеслав Александрович, младший научный сотрудник,

E-mail: vamishin@ippe.ru

Панова Дарья Владимировна, младший научный сотрудник,

E-mail: dvpanova@ippe.ru

Лосев Всеволод Владимирович, инженер-исследователь,

E-mail: vvlosev@ippe.ru

UDC 621.039.553

**Code System GEFEST-M**

**Boldyrev A.M.<sup>1</sup>, Seleznev E.F.<sup>1</sup>, Lyapin E.P.<sup>2</sup>, Tuchkov A.M.<sup>2</sup>, Stolyarov S.G.<sup>1</sup>, Gaitanov I.S.<sup>1</sup>, Chernyshov I.Y.<sup>1</sup>, Peregudov A.A.<sup>3</sup>, Semyonov M.Y.<sup>3</sup>, Tormyshev I.V.<sup>3</sup>, Averkhenkova E.P.<sup>3</sup>, Mishin V.A.<sup>3</sup>, Panova D.V.<sup>3</sup>, Losev V.V.<sup>3</sup>**

<sup>1</sup> LLC 'ASU-LEADER',

34 sh. Entuziastov, 105118 Moscow, Russia

<sup>2</sup> Beloyarsk NPP,

Post office box 149, 624250 Zarechny, Sverdlovsk reg., Russia

<sup>3</sup> IPPE JSC,

1 Bondarenko Sq, 249033 Obninsk, Kaluga reg., Russia

**Abstract**

The challenging geopolitical landscape and the imposition of sanctions necessitate a comprehensive overhaul of economic processes within our nation. In response, the Government of the Russian Federation has delineated a roster of products and technologies earmarked for substitution with domestic equivalents in the immediate future. A pivotal focus lies on the import substitution of software. Pursuant to Presidential Decree No. 166 dated March 30, 2022, titled 'Measures to Ensure Technological Independence and Security of the Critical Information Infrastructure of the Russian Federation', effective January 1, 2025, state authorities and procurement entities are prohibited from deploying foreign software on their critical information infrastructure assets.

The spearhead of the IT import substitution initiative in Russia has been assumed by the State Corporation 'Rosatom', which, within the framework of a unified digital strategy aimed at bolstering IT import independence, is focused on fostering collaboration with indigenous small and medium enterprises. A noteworthy initiative within Rosatom's import substitution program, involving SMEs, entails the modernization of existing GEFEST and GEFEST800 PCs. These systems are designed for operational neutron-physical calculations for fast reactors utilizing sodium coolant at the Beloyarsk Nuclear Power Plant – the world's sole station with industrial-scale fast neutron reactors, namely, BN-600 and BN-800.

The overarching objective of this project is to establish a unified cross-platform PC, known as GEFEST-M, based on the current GEFEST and GEFEST800 models. This unified system will incorporate specially developed calculation modules and methodologies, with the future applicability envisaged for reactors like BN-1200 and other BN-type reactor units.

A pivotal attribute of the GEFEST-M project is the shift away from proprietary closed software development tools. Additionally, it underscores the capability to operate seamlessly on computing equipment and operating systems developed domestically. The developer spearheading the GEFEST-M PC project is an accredited organization in the realm of information technology – LLC 'ASU-LEADER'.

**Key word:** neutronic calculation, reactor modeling, BN-600, BN-800, BN-1200, GEFEST, engineering code system, neutron diffusion code, burnup calculations, pin-by-pin calculations, heterogeneous calculations, import substitution.

**For citation:** Boldyrev A.M., Seleznev E.F., Lyapin E.P., Tuchkov A.M., Stolyarov S.G., Gaitanov I.S., Chernyshov I.Y., Peregudov A.A., Semyonov M.Y., Tormyshev I.V., Averkhenkova E.P., Mishin V.A., Panova D.V., Losev V.V. Code System GEFEST-M. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2025;3:217–236. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.3.15> (in Russian).

## References

1. Belov A.A., Seleznev E.F. Computational tracking of BN-600 operation. *Atomic Energy*. 2010;108(4):321–324. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-010-9296-x>
2. Asatryan D.S., Belov A.A., Belousov V.I., Bereznev V.P., Ivchenko D.V., Seleznev E.F., Chernova I.S., Koshcheev V.N., Manturov G.N., Peregodov A.A., Semenov M.Yu., Tsibulya A.M., Drobyshev Yu.Yu., Karpov S.A., Fedorov I.V. GEFEST800 Software Complex for Performing Real-Time Neutron-Physical Calculations of the BN-800 Reactor in a Stationary Regime. *Atomic Energy*. 2015;118(6): 375–381. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-015-0011-9>
3. Koscheev V.N., Tormishev I.V., Mischin V.A., Peregodov A.A., Raskach K.F., Semenov M.Yu., Yakunin A.A. CROSSER – software module for preparation group constants for engineering calculations fast reactors. *Problems of Atomic Science and Technology: Series: Nuclear and Reactor Constants*. 2020;4:16–25. URL: <https://www.elibrary.ru/ycddb> (accessed Jun. 20, 2025) (in Russian).
4. Blyskavka A.A., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. Program Complex CONSYST/MMKKENO for Calculation of Nuclear Reactors by Monte Carlo Method in Multigroup Approximation with Scattering Indicatrices in Rp Approximation. FEI Preprint-2887. Obninsk, 2001, p. 27 (in Russian).
5. Dall’Osso A. Reducing rod cusping effect in nodal expansion method calculations. In Proceedings of the International Conference on the New Frontiers of Nuclear Technology: Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing. American Nuclear Society, 2002. URL: [https://www.researchgate.net/publication/255992346\\_Reducing\\_rod\\_cusping\\_effect\\_in\\_Nodal\\_Expansion\\_Method\\_calculations](https://www.researchgate.net/publication/255992346_Reducing_rod_cusping_effect_in_Nodal_Expansion_Method_calculations) (accessed Jun. 20, 2025).
6. Bell G.I., Glasstone S. Nuclear Reactor Theory. New York: Van Nostrand Reinhold. 1970. URL: [https://elib.biblioatom.ru/text/bell\\_teoriya-yadernyh-reaktorov\\_1974/p0/](https://elib.biblioatom.ru/text/bell_teoriya-yadernyh-reaktorov_1974/p0/) (accessed Jun. 20, 2025).
7. Seleznev E.F., Belov A.A. Solution of nuclide kinetics problem with full matrix of nuclides. *Bulletin of the Russian Academy of Sciences. Energy*. 2013;3:27–40. DOI:10.1007/s10512-021-00806-8
8. Averchenkova E.P., Dyachenko Y.V., Manturov G.N., Zabrodskaya S.V., Mishin V.A., Panova D.V., Peregodov A.A., Semenov M.Yu., Tormyshev I.V., Lyapin E.P. Generating a System of Group Constants for Neutron-Physical Calculations of Fast Reactors Based on ROSFOND-2020.2 Library Files. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2024;2:155–169. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.2.13> (in Russian).
9. Seleznev E.F., Drobyshev Y.Y., Karpov S.A., Bukhtiyarov I.R. Solution of the Equations of Nuclide Kinetics. *Atomic Energy*. 2021;130(5):262–266. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00806-8>
10. Seleznev E.F., Boldyrev A.M., Lyapin E.P. Coolant nuclid kinetics for fast reactors. *Atomic Energy*. 2023;134:201–205. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-024-01044-4>
11. Zhukov A.V., Sorokin A.P., Kirillov P.L., Ushakov P.A., Kiryushin A.I., Kuzavkov N.G. et al. Guidelines and recommendations for thermal-hydraulic calculation of the active zones of fast reactors. Ed. A.V. Zhukov, A.P. Sorokin. IPPE, 1988 (in Russian).

## Authors

Alexander M. Boldyrev, chief specialist,

E-mail: [boldyrev\\_am@asu-leader.ru](mailto:boldyrev_am@asu-leader.ru)

Evgeny F. Seleznev, system analyst, Dr. Sci. (Engineering),

E-mail: [e.f.seleznev@yandex.ru](mailto:e.f.seleznev@yandex.ru)

Evgeny P. Lyapin, head of laboratory,

E-mail: [obj4-jfl3@belnpp.ru](mailto:obj4-jfl3@belnpp.ru)

Andrey M. Tuchkov, Deputy Chief Engineer of Beloyarsk NPP, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: [tuchkov@belnpp.ru](mailto:tuchkov@belnpp.ru)

Sergey G. Stolyarov, Chief Technical Officer,

E-mail: [stolyarov\\_sg@asu-leader.ru](mailto:stolyarov_sg@asu-leader.ru)

Yan S. Gaitanov, First Deputy CEO,

E-mail: [gaytanov\\_ys@asu-leader.ru](mailto:gaytanov_ys@asu-leader.ru)

Ilya Yu. Chernyshov, Software engineer,

E-mail: [cher.4@mail.ru](mailto:cher.4@mail.ru)

Anton A. Peregudov, Head of department of calculated safety research of NPP,

E-mail: [aperegudov@ippe.ru](mailto:aperegudov@ippe.ru)

Mikhail Yu. Semenov, leading researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: [msemenov@ippe.ru](mailto:msemenov@ippe.ru)

Ivan V. Tormyshev, leading engineer,

E-mail: [itormyshev@ippe.ru](mailto:itormyshev@ippe.ru)

Elizaveta P. Averchenkova, research engineer,

E-mail: [epaverchenkova@ippe.ru](mailto:epaverchenkova@ippe.ru)

Vyacheslav A. Mishin, junior researcher,

E-mail: [vamishin@ippe.ru](mailto:vamishin@ippe.ru)

Daria V. Panova, junior researcher,

E-mail: [dvpanova@ippe.ru](mailto:dvpanova@ippe.ru)

Vsevolod V. Losev, research engineer,

E-mail: [vvlosev@ippe.ru](mailto:vvlosev@ippe.ru)