

УДК 519.87

## ПРОГРАММНЫЕ СРЕДСТВА, ПРИМЕНЯЕМЫЕ ДЛЯ АНАЛИЗА И ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ В ЧАСТИ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ВЫЧИСЛЕНИЙ

Третьякевич С.С., Сперанский Ф.А.

Представлен обзор нейтронно-физических программных средств различных стран, используемых для анализа и обоснования безопасности блока АЭС, в том числе для определения параметров активной зоны блока АЭС в различных режимах эксплуатации, расчета топливной кампании, выгорания ядерного топлива и т. д. Рассмотрены программные средства для создания библиотек малогрупповых констант, включающих нейтронные макроскопические сечения элементов активных зон ядерных реакторов в зависимости от физических характеристик ядерного реактора, программы-имитаторы активных зон ядерных реакторов для сравнительно быстрых вычислений нейтронно-физических характеристик на основе предварительно подготовленной библиотеки малогрупповых констант, и прецизионные программы на основе метода Монте-Карло. Предложены программные средства для проведения нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов Белорусской АЭС эксплуатирующей организацией и регулирующим органом и его организациями технической поддержки.

*Ключевые слова:* атомные электростанции, анализ безопасности, обоснование безопасности, ядерный реактор, активная зона, нейтронно-физические расчеты, программные средства, безопасность атомных электростанций.

(Поступила в редакцию 11 июля 2017 г.)

**Введение.** Согласно базе данных МАГАТЭ PRIS [1] о состоянии мировой ядерной энергетики на 21 июня 2017 года в эксплуатации находятся 449 ядерных энергоблоков, общая установленная электрическая мощность которых составляет 392 116 МВт. На различных стадиях строительства находятся 60 энергоблоков АЭС. Общая наработка энергоблоков АЭС в мире составляет 17 176 реактор-лет эксплуатации [1]. Наибольшее количество АЭС (99 энергоблоков) эксплуатируется в США. Второе место занимает Франция (58 энергоблоков), третье место – Япония (42 энергоблока). На территории бывшего СССР эксплуатируется 51 энергоблок, 35 из них находятся в России, 15 – в Украине и 1 – в Армении. Китай активно развивает свою ядерную программу и к настоящему моменту эксплуатирует 37 энергоблоков, обогнав Россию после ввода в эксплуатацию третьего энергоблока АЭС Фуцин 07.09.2016 (китайский проект – CNP-1000).

При обосновании безопасности АЭС рассматриваются различные технические решения, характеристики активных зон блока АЭС меняются в зависимости от загрузки и эксплуатации блока АЭС в ходе предыдущей топливной кампании. Использование экспериментальных методов для обоснования безопасности АЭС, необходимого в связи с высоким риском АЭС для безопасности населения, очень часто требует больших финансовых затрат. В связи с этим для оценки безопасности и эффективности проектных решений АЭС применяются программные средства (ПС).

Требования к безопасности АЭС постоянно совершенствуются, добавляются новые, учитывающие уроки аварий на АЭС. Изменение требований и проектных решений заставляет постоянно улучшать имеющиеся ПС и разрабатывать новые ПС, в том числе для учета человеческого фактора, анализа рисков и принятия риск-информированных решений.

Для анализа безопасности блока АЭС требуется выполнение взаимосвязанных нейтронно-физических, теплофизических и термомеханических расчетов [2]. Основным из них является расчет нейтронно-физических характеристик при заданных значениях теплофизических параметров. Нейтронно-физические ПС используются для определения параметров активной зоны блока АЭС в различных режимах эксплуатации, расчета топливной кампании, выгорания ядерного топлива и т. д.

ПС в части нейтронно-физических вычислений подразделяются на следующие группы в зависимости от сферы их применения [2]:

1. инженерные (спектральные) ПС, применяемые для расчета пространственно-энергетического распределения нейтронов в элементах активной зоны, которое определя-

ется в зависимости от физических характеристик ядерного реактора, в том числе, в зависимости от выгорания ядерного топлива;

2. программы-имитаторы активных зон ядерных реакторов, основанные на численном решении уравнения переноса нейтронов или диффузионном приближении;

3. прецизионные программы, как правило, основанные на методе Монте-Карло и в качестве константной базы использующие файлы оцененных значений ядерных данных.

Спектральные ПС используют для создания библиотек малогрупповых констант, включающих нейтронные макроскопические сечения элементов активных зон ядерных реакторов в зависимости от физических характеристик ядерного реактора.

Программы-имитаторы активных зон ядерных реакторов позволяют выполнять сравнительно быстрые вычисления нейтронно-физических характеристик, используя предварительно подготовленную библиотеку малогрупповых констант, данные об исходном состоянии, переходном процессе.

Прецизионные программы в первую очередь используются для решения сложных или нетиповых задач физики реакторов. Также их применяют для верификации и обоснования точности инженерных ПС, которая проводится путем сравнения нейтронно-физических характеристик ядерного реактора, полученных по прецизионным и инженерным методикам.

#### **Создание библиотек малогрупповых констант**

Среди инженерных ПС для расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов можно выделить наиболее используемые ячеечные ПС. Среди российских ПС – это ТВС-М, UNK, WIMS/ABBN. Среди ПС других стран – WIMS, CASMO, HELIOS, DRAGON.

ПС **ТВС-М** является основной ячеечной программой, используемой для проектных и эксплуатационных расчетов реакторов типа ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор) [3–4]. Программа создана в РНЦ им. Курчатова. Расчет сечений основан на использовании банка данных программы MCU RFFI/A и программ семейства MCU: CROSS и ТЕРМАК [5, 6].

ПС ТВС-М предназначено для расчета нейтронно-физических характеристик однородных топливных решеток и топливных кассет реакторов типа ВВЭР (LWR). В ПС детально моделируется конфигурация тепловыделяющих сборок реакторов ВВЭР и их изотопный состав. Кроме того, в состав топливной композиции могут входить выгорающие поглотители *B*, *Dy*, *Gd*.

Результатом расчета ТВС по программе ТВС-М является библиотека малогрупповых констант каждого типа ТВС, зависящих от глубины выгорания топлива и других параметров, а также ядерные концентрации актиноидов и продуктов деления в топливе в зависимости от глубины выгорания (в единицах МВт·сут/кгU) [3–4].

Программа ТВС-М входит в инженерный программный комплекс КАСКАД, предназначенный для эксплуатационных и проектных расчетов реакторов ВВЭР.

ПС **UNK** создано в РНЦ им. Курчатова [7]. Оно применяется в нескольких комплексах программ как в самом РНЦ им. Курчатова, так и в других организациях. В ПС UNK реализовано несколько различных методов транспортного расчета: одномерный, двумерный и трехмерный метод вероятностей первых столкновений, метод характеристик и метод Монте Карло. Для подготовки сечений используются файлы оцененных данных в формате ENDFB [8]. Учет резонансов ведется как в приближении теоремы эквивалентности, так и с помощью расчетов на ультратонкой сетке [7].

ПС **HELIOS** разработано в STUDSVIK SCANDPOWER в начале 1990-х годов. Наиболее важной областью расчетов в HELIOS является решение транспортного уравнения и расчет резонансного поглощения [9]. Расчет групповых сечений основан на файлах ENDF/B-VII [9] и программе NJOI [10].

ПС HELIOS предназначено для выполнения расчетов пространственно-энергетического распределения плотности потока нейтронов в транспортном приближении для ячейки (в случае ВВЭР-1000 это может быть тепловыделяющая сборка, в случае РБМК-1000 – тепловыделяющая сборка и графитовый замедлитель) ядерного реактора [11]. Расчет ячейки выполняется в двумерной геометрии, что позволяет адекватно отражать геометрию и состав сборки (ячейки) в поперечном сечении.

Одним из наиболее важных аспектов ПС HELIOS является гибкость создания геометрической модели [2, 11]. HELIOS позволяет рассчитывать тепловыделяющие сборки

реакторов любого типа в отличие от большинства ячеечных программ, которые настроены на геометрию ТВС определенного типа и поэтому могут рассчитывать топливные элементы только для конкретных типов реактора. ПС HELIOS может выполнять расчеты любого количества топливных сборок или их частей [12]. В состав топливной композиции могут входить выгорающие поглотители. В настоящее время ПС HELIOS является одной из наиболее широко используемых в мировой практике компьютерных программ, применяемых для всех типов реакторов.

ПС **WIMS** разработано в Винфризской лаборатории (The Winfrith Improved Multigroup Scheme) и является одной из старейших и наиболее часто используемых программ в мире [13 – 15]. Первая ее версия появилась в конце 1960-х годов, а сейчас используется 9-я версия [16, 17]. В России особое распространение получила версия WIMS/D с многочисленными библиотеками. С самого начала это ПС основывалось на ряде расчетных методов: Sn-методы, диффузионном и методе вероятностей первых столкновений, причем наибольшей популярностью пользуется последний метод, позволяющий вести расчет одномерных и кластерных ячеек [18]. В последних версиях к этим методам добавились метод характеристик и метод Монте-Карло [16]. Для подготовки сечений используется библиотека оцененных данных JEF2.2 и программа NJOI [19].

Программный комплекс **WIMS/ABBN** предназначен для инженерных расчетов ячеек гетерогенных реакторов на тепловых нейтронах и кластеров из нескольких различных ячеек в одно- или двумерной геометрии, в групповом приближении методами вероятностей первых столкновений или методом дискретных ординат [20, 21]. При расчете может быть принято во внимание выгорание топлива и поглотителя, изменение нуклидного состава топлива и накопление продуктов деления. Может быть произведен расчет гомогенизированных микро- и макроконстант, распределений скоростей нейтронных реакций, времени жизни нейтронов и пр. Расчеты могут проводиться с учетом выгорания и расчетом накопления продуктов деления на основе данных библиотеки ABBN-69gr, а также могут быть рассчитаны некоторые характеристики запаздывающих нейтронов [22].

Главным отличием комплекса WIMS/ABBN от лежащей в его основе известной программы WIMS/D4 [22] является замена прежней, устаревшей системы 69-групповых констант новой, полученной, как и система констант ABBN-93 [23 - 26], на основе библиотеки файлов, оцененных нейтронных данных ФОНД-2.2 [27].

ПС **CASMO** разработано в компании Studsvik Scandpower. Версия CASMO-4 появилась в начале 1990-х годов [28]. В 2006 году представлена версия программы CASMO-5, отличающаяся от предыдущей версии числом энергетических групп, увеличенным с 70 до 600 [29]. ПС CASMO выполняет расчеты одномерных ячеек, используемых для получения сечений в крупных и промежуточных группах. Возможен расчет в двумерной кластерной геометрии (pin cell) [29, 30]. Кроме того, программа выполняет расчеты методом характеристик в универсальной двумерной геометрии. ПС CASMO использует библиотеки оцененных данных JEF2.2, JEF3.1, ENDFB-VI и ENDFB-VII. При расчете методом характеристик может учитываться анизотропия рассеяния. Для учета резонансной блокировки используется теорема эквивалентности. Факторы блокировки в произвольной геометрии рассчитываются с использованием метода характеристик [30].

Еще одним ПС, используемом для подготовки ячеечных констант, является программа **DRAGON** (Ecole Polytechnique de Montreal, Канада) [31]. В этой программе используется метод вероятностей первых столкновений в одномерной, двумерной прямоугольной и гексагональной геометрии. Возможен расчет вероятностей в универсальной геометрии. Данные для расчета сечений считываются из файлов, подготовленных в форматах программ DRAGN, MATXS (TRANSX-CTR), WIMSD4, WIMS-AECL, APOLLO [31].

#### **Программы-имитаторы активных зон ядерных реакторов АЭС**

ПС **DYN3D**, разработанное в Германии, моделирует поведение ядерных реакторов различных типов при установившихся и переходных процессах [32]. ПС DYN3D разработано для исследований безопасности ядерных реакторов после изменений реактивности системы, также может использоваться для вычислений характеристик ядерного топлива [32].

ПС DYN3D подвергается постоянному совершенствованию относительно улучшенных физических моделей и численных методов. Трехмерный поток и распределение энергии в активной зоне, подразделенной на расчетные узлы, построены центральными методами расширения для решения нейтронного уравнения распространения для квадратной или шестиугольной топливной геометрии [32].

ПС DYN3D позволяет получить большой спектр данных, которые изображаются в различных графиках и диаграммах. С помощью DYN3D можно рассчитать такие параметры активной зоны ядерного реактора, как давление, температуру охладителя, плотность охладителя, массу пара, газосодержание, массовую скорость расхода охлаждающей жидкости, концентрацию борной кислоты, линейную скорость мощности, тепловой поток, режим теплового движения, температуру поверхности, радиальную среднюю температуру топлива, температуру центра топлива, коэффициент теплопередачи охлаждающей жидкости оболочки, газ коэффициента теплопередачи, толщину оксидного слоя, пластическую деформацию оболочки и другие [32].

ПС DYN3D используется научно-исследовательскими институтами, университетами и регулирующими органами в Германии и других европейских странах для оценки безопасности ядерных реакторов.

Программный комплекс **ATHLET/BIPR-VVER** является результатом совместной разработки РНЦ «Курчатовский Институт» (РНЦ КИ, Россия) и Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS mbH) (GRS, Германия) [33]. Каждую из его частей можно охарактеризовать следующим образом:

Теплогидравлический системный код ATHLET (Analysis of THERmal-hydraulics of LEaks and Transients) разработан в Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS mbH) и первоначально предназначался для анализа всего спектра анализов течей и переходных процессов в LWR – легководных реакторах на тепловых нейтронах типа PWR или BWR (корпусные реакторы с водой под давлением или кипящие). Однако опыт работы с ним показал, что он с успехом может быть в полной мере использован для российских реакторов типа ВВЭР и РБМК (реактор большой мощности канальный) [34].

ATHLET состоит из нескольких основных модулей, позволяющих описывать различные явления в поведении реакторов на легкой воде: теплогидравлический модуль (TFD), модуль теплообмена и теплопроводности (HECU), нейтронно-кинетический модуль (NEUKIN) для описания точечной и одномерной кинетики, модуль для описания работы оборудования (GCSM) и неявный модуль для численного интегрирования FEBE [33].

Статическая часть этого кода позволяет рассчитывать выгорание и перегрузку, включая расчет собственных чисел и других параметров критичности и коэффициенты реактивности для различных состояний зоны. Библиотеки для кода BIPR8KN предварительно рассчитываются по специальным программам с учетом свойств топливных сборок различного типа, выгорания топлива, параметров теплоносителя и температуры топлива, отравления ксеноном и самарием [33].

Кинетическая часть кода рассчитывает изменение во времени мощности зоны и деформацию 3D нейтронного потока вследствие изменения реактивности, вызванного различными факторами (движением стержней управления и защиты, попаданием в зону холодной или деборированной воды и т. д.) с учетом быстрых нейтронов, шести групп запаздывающих нейтронов и эффектов обратных связей.

Комплекс ATHLET/BIPR-VVER применялся в проектах перевода реакторов АЭС Чехии, Словакии, Венгрии, Ровенской и Кольской АЭС в 5-6 годичный топливный цикл с усовершенствованными схемами перегрузки топлива и топливными сборками второго поколения. Комплекс ATHLET/BIPR-VVER применялся для обоснования безопасности ВВЭР-1000 при внедрении альтернативных топливныхборок на Калининской АЭС, а также на АЭС Украины и Болгарии. Было обосновано внедрение топливныхборок с увеличенной высотой топливного столба на Балаковской АЭС. Были проведены анализы безопасности для АЭС «Куданкулам» в Индии, «Тяньвань» в Китае и других новых проектов, включая проект ВВЭР-1500 [33, 34]. Во всех случаях результаты анализа аварий с использованием сопряженных комплексов, включенные в отчеты по безопасности блоков АЭС, получили одобрение надзорных органов. Проводятся работы по обоснованию безопасности применительно к проекту реактора ВВЭР-1200.

Инженерный проектно-эксплуатационный программный комплекс **КАСКАД** предназначен для эксплуатационных и проектных расчетов ядерных реакторов типа ВВЭР [36]. Комплекс программ КАСКАД включает в себя спектральную программу ТВС-М (решение уравнения переноса нейтронов для отдельной кассеты и подготовка гомогенизированных констант), трехмерную диффузионную программу БИПР-7А и двумерную диффузионную программу ПЕРМАК-А [36 - 40]. Потвэльская малогрупповая диффузионная программа ПЕРМАК является одной из основных программ расчета физики ВВЭР [38, 40]. Расчетный

код БИПР проводит нодальное (покасетное) нейтронно-физическое моделирование реактора [37, 39].

Комплекс КАСКАД используется в РНЦ КИ, проектных организациях (ОКБ ГП, ВНИИАЭС, ОКБМ) и на атомных станциях в России и других странах для решения вопросов выбора и оптимизации топливных циклов реакторов ВВЭР [2, 38].

Комплекс КАСКАД внедрен на всех АЭС с ВВЭР-1000 и ВВЭР-440. Соответственно, комплекс КАСКАД, доработанный для условий АЭС-2006, может быть использован на Белорусской АЭС. В настоящее время осуществляется дальнейшее развитие и повышение точности нейтронно-физических компьютерных программ комплекса КАСКАД (ТВС-М, ПЕРМАК, БИПР) [2, 38].

Комплекс программ САПФИР\_95&RC\_ВВЭР предназначен для расчетов нейтронно-физических характеристик при проектировании и эксплуатации водо-водяных реакторов, критических сборок, хранилищ топлива [41 – 48]. ПС САПФИР\_95&RC\_ВВЭР включает программу расчета нейтронно-физических характеристик в ячейках реактора САПФИР\_95.1 [42] и программу расчета нейтронно-физических характеристик реактора САПФИР\_95&RC\_ВВЭР [43].

Комплекс программ САПФИР\_95&RC\_ВВЭР разработан на основе базового комплекса программ САПФИР\_95&RC, аттестованного для широкого класса реакторов транспортно-го назначения [44].

Для решения определенного класса вычислительных задач нейтронно-физического расчета реактора с использованием файлов оцененных ядерных данных формируются рабочие библиотеки констант [46, 47]. Для конкретных приложений подготавливаются комплексы программ, которые верифицируются и представляются к аттестации и регистрации в регулирующий орган Российской Федерации.

Формат выходных данных комплекса ПС САПФИР\_95&RC\_ВВЭР согласован с форматом данных для теплогидравлического расчетного кода КОРСАР/В2 [48]. Комплекс применяется в этой связке для подготовки библиотеки мало групповых констант, файлов распределений выгорания и отравления, используемых модулем пространственной нейтронной кинетики ПС КОРСАР/В2 в качестве начальных данных при моделировании динамических режимов [49].

**SCALE** – модульная система стандартизированного компьютерного анализа для лицензирования – была разработана Окриджской Национальной лабораторией США по заказу комиссии ядерного регулирования США (US NRC) для проведения анализа критичности, радиационной безопасности, теплопереноса и выгорания [50]. Начиная с первого выпуска в 1980 г., пакет программ SCALE постоянно используется в США и других странах для моделирования систем обращения со свежим и отработавшим топливом, а также хранилищ ядерного топлива [50].

ПС SCALE – это многофункциональный программный комплекс, выполняющий различные типы расчетов путем вызова так называемых расчетных последовательностей. Расчеты критичности выполняются вызовом расчетной последовательности CSAS26 (Criticality Safety Analysis Sequences). Эта расчетная последовательность вызывает функциональные модули BONAMI, NITAWL и KENO-VI. Основным модулем по расчету критичности является модуль KENO-VI, для которого модули BONAMI и NITAWL готовят много групповую библиотеку сечений для материалов, определенных в расчете. Традиционно в различных версиях пакета доступны следующие библиотеки нейтронных сечений: 27-групповая библиотека 27GROUPNDF4, 44-групповая библиотека 44GROUPNDF5 и 238-групповая библиотека 238GROUPNDF5 [50].

С момента выхода первой версии SCALE прошло уже 30 лет. За этот период времени выпущены новые версии включительно до 6.0 (февраль 2009 г. [50]). SCALE включает в себя 89 вычислительных модулей, в том числе 3 инженерных и 3 кода Монте-Карло [50]. Система SCALE имеет текущую библиотеку ядерных данных, инструменты для обработки непрерывной энергии, много групповых нейтронных расчетов, связанных много групповых гамма-нейтронных расчетов, а также расчетов активации и распада [50].

#### **Прецизионные программы**

ПС **SERPENT** разработано в Техническом исследовательском центре Финляндии (VTT) в 2004 году (до октября 2008 г. был под рабочим названием PSG – Probabilistic Scattering Game) [51 - 53]. SERPENT представляет собой непрерывный энергетический Монте-Карло код для расчета выгорания реакторов. Расчетный код SERPENT предназна-

чен для исследования топливного цикла, связанного с подробным расчетом выгорания топлива в сборке, расчета физики реакторов, которая традиционно обрабатывается с помощью детерминированных кодов транспортной решетки и образовательных целей, демонстрации явлений физики реакторов [53].

ПС SERPENT работает с трехмерной геометрией, которая позволяет описать практически любое 2D или 3D топливо и конфигурацию активной зоны реактора. SERPENT использует CSG модель геометрии (по аналогии с MCNP и KENO-VI), которая состоит из материала ячеек и определяется произвольным типом поверхности. Код также имеет дополнительные геометрии, которые можно использовать для проектирования топлива [53, 54].

Радиоактивный распад и выход деления используются в расчетах из стандартного формата библиотеки данных ENDF. Библиотеки распадов могут содержать данные о 4000 нуклидах, которые доступны для расчета. Общее количество различных нуклидов, образующихся в результате деления, преобразования и реакций распада, составляет порядка 1500 [54].

ПС семейства MCU позволяют решать уравнения переноса нейтронов, фотонов, электронов и позитронов с точностью, ограниченной практически только точностью используемых ядерных данных [55 – 58]. Допускается непрерывное, поточечное, подгрупповое или ступенчатое (кусочно-постоянное и групповое) представление сечений ядерных реакций [55].

ПС MCU используется для расчета нейтронно-физических параметров реакторов различных типов, хранилищ топлива и других размножающих систем. Математически это означает, что для рассматриваемой системы решается кинетическое уравнение с заданными граничными условиями, описывающее распределение в ней потока частиц [2, 56].

Моделирование процессов переноса частиц выполняется в системах с трехмерной геометрией [57]. Моделирование проводится на основе точного описания геометрической структуры и материального состава рассматриваемых систем и использования законов взаимодействия частицы с веществом, параметры которых содержатся в библиотеках констант [57].

Версии программы MCU-REA переданы и эксплуатируются в следующих отраслевых организациях: НИИАР, НИКИЭТ, ВНИИАЭС, ВНИИНМ, РНЦ «Курчатовский институт». Также версии программы MCU-REA переданы и эксплуатируются на АЭС «Тяньвань» (Китай) и «Куданкулам» (Индия) [58].

Код MCNP (Monte Carlo N-Particle) разработан в Лос-Аламосской национальной лаборатории (Los Alamos National Laboratory) в США на языках программирования ANSI C и FORTRAN (90 и 95) [59, 60]. Последняя версия MCNP 5.1.60 выпущена 15 сентября 2010 года. Код относится к кроссплатформенному пакету и может быть использован на различных операционных системах. Используется для решения задач в области физики ядерных реакторов, радиационной защиты, радиационной медицины.

MCNP является универсальной программой, реализующей метод Монте-Карло расчета переноса совокупности нейтронов, фотонов, электронов с непрерывной энергией в обобщенной геометрии и с зависимостью от времени. Код может быть использован в нескольких режимах переноса: только нейтронов, только фотонов, где фотоны возникают при взаимодействии нейтронов, нейтрон/фотон/электрон, фотон/электрон или электрон/фотон [59, 60]. Диапазон нейтронных энергий – от  $10^{-11}$  МэВ до 20 МэВ, а диапазон энергий фотонов и электронов – от 1КэВ до 1000 МэВ [59, 60]. Стандартной процедурой является также способность вычислять собственные значения коэффициента размножения нейтронов для делящихся систем.

MCNP моделирует истории частиц для получения решения задачи переноса, не решая при этом уравнение переноса как таковое. Можно показать, что уравнение, описывающее распределение вероятности плотности частиц для элементов фазового пространства совпадает с интегральным уравнением переноса. Метод Монте-Карло может быть использован для теоретически точного соответствия статистическому процессу (такому как взаимодействие частиц (нейтронов, фотонов) с материалами) и особенно полезен для сложных задач, которые не могут быть смоделированы компьютерными программами, использующими детерминистические методы [59, 60]. В практическом переносе Монте-Карло приводит к реалистичным результатам вычислений.

Программа MCNP также могут использоваться для расчетов наработки различных ядерных материалов и попадают под экспортные ограничения Министерства энергетики США, а доступ к этим программам (платный в общем случае) предоставляется по выполнению ряда требований.

**Заключение.** В настоящее время специалистами НИИ ЯП БГУ и ГНУ «ОИЭЯИ-Сосны» НАН Беларуси ведется освоение ПС DYN3D и SERPENT для расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов Белорусской АЭС. Поскольку SERPENT является прецизионной программой, преимущественно применяемой для научных изысканий, и требует больших вычислительных ресурсов, подготовка константного обеспечения в нем занимает продолжительное время, что не позволяет оперативно выполнить вычисления в DYN3D. Учитывая эти обстоятельства, в настоящее время принято решение рассмотреть различные варианты получения лицензии на использование ПС HELIOS.

Инженерный проектно-эксплуатационный программный комплекс КАСКАД, доработанный для условий АЭС-2006, является потенциальным кандидатом для использования эксплуатирующей организацией при проведении нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов Белорусской АЭС.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Система PRIS МАГАТЭ // Ресурс МАГАТЭ PRIS посвященный опыту эксплуатации АЭС в мире [Электронный ресурс]. Режим доступа – <https://www.iaea.org/PRIS/>. – Дата доступа 19.06.2017.
2. Калугин, М.А. Развитие прецизионных и инженерных методов и программ расчета ядерных реакторов с использованием алгоритмов Монте-Карло: дис. ... докт. тех. наук: 05.13.18 / М.А. Калугин. – М., 2009. – 295 л.
3. Курченко, А.Ю. Программа ТВС-М. Описание алгоритма и инструкция для пользователей. / А.Ю. Курченко, С.Н. Большагин – Отчет РНЦ КИ, инв. № 32/1-18-203 от 21.04.2003. – М., 2003.
4. Программа ТВС-М (версия 1.4). Аттестационный паспорт программного средства. Регистрационный номер ПС в ЦЭП № 611 от 31.07.2006. Регистрационный номер паспорта регистрации ПС № 239 от 23.09.2008 / Федеральная служба РФ по экологическому, технологическому и атомному надзору. – М., 2008.
5. Абагян, Л.П. Аннотация пакета программ и библиотек CROSS / Л.П. Абагян, В.В. Тебин, М.С. Юдкевич // ВАНТ, Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1985, вып. 4. – С. 44-45.
6. Гомин, Е.А. Аннотация программы ТЕРМАК / Е.А. Гомин, Г.Ф. Лиман, Л.В. Майоров // ВАНТ, Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1985, вып. 4. – С. 53-55.
7. Белоусов, Н.И. Программа UNK для детального расчета спектра нейтронов в ячейке ядерного реактора / Н.И. Белоусов, В.Д. Давиденко, В.Ф. Цибульский. – ИАЭ-6083/4. – М.: Рос. науч. центр «Курчат. ин-т», 1998.
8. Библиотека оцененных ядерных данных ENDF/B-VII // Лос-Аламосская национальная лаборатория [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://t2.lanl.gov/data/endl/decay/VII.1.html>. – Дата доступа: 20.06.2017.
9. Villarino, E.A. HELIOS: Angularly Dependent Collision Probabilities / E.A. Villarino, R.J.J. Stamm'ler, A.A. Ferri, J.J. Casal. – Nucl. Sci. Eng., 112, 16-32 1992.
10. MacFarlane, R.E. The NJOI Nuclear Data Processing system, Version 91 / R.E. MacFarlane, D.W. Muir. – LA-12740-M, Los Alamos National Laboratory, 1994.
11. Murphy, B.D. Simulation of Low-Enriched Uranium (LEU) Burnup in Russian VVER Reactors with the HELIOS Code Package / B.D. Murphy, J. Kravchenko, A. Lazarenko, A. Pavlovitchev, V. Sidorenko, A. Chetverikov. – ORNL/TM-1999/168, 1999.
12. Stammler, J.J. Casal HELIOS: Geometric capabilities of a new fuel-assembly program / J.J. Stammler, E.A. Villarino, A.A. Ferri J.J. – Pittsburg: Proc. International topical meeting on advances in mathematics, computations and reactor physics, 1991.
13. Askew, J.R. A general description of lattice code WIMS / J.R. Askew, F.J. Fayers, P.B. Kemshell // Journal of the British nuclear energy society, 1966. – Vol. 5. Pp. 564-585.
14. Askew, J.R. A General Description of the Code WIMS / J.R. Askew, F.L. Fayers, P.B. Kemshell. – Journal of British Nucl. Energy Soc., 1966. – p.564.
15. Halsall, M.J. A Summary of WIMSD4 Input Options / M.J. Halsall – AEEW-M 1327, Reissued, 1980.
16. Newton, T.D. The next generation WIMS lattice code: WIMS9 / T.D. Newton, J.L. Hutton. – Physors, Japan, 2002.
17. Powney, D.J. Overview of the WIMS9 resonance treatment / D.J. Powney, T.D. Newton. – ANSWERS/WIMS/TR, 26 Issue, a report produced for ANSWERS, 2004.
18. A modular scheme for neutronics calculations – ANSWERS Software Service WIMS / user guide for version 8: report ANSWERS/WIMS(99)9 – s.l., 1999.

19. WIMSD5 Deterministic Code System for Reactor-Lattice Calculations // RSICC COMPUTER CODE COLLECTION – OAK RIDGE National Laboratory, 1997.
20. Николаев, М.Н. Валидация комплекса программ WIMS-ABBN для нейтронно-физических расчетов реакторов типа ВВЭР / М.Н. Николаев, Г.М. Жердев, А.М. Цибуля. – Отчет ФЭИ, Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации. – Физико-энергетический институт», Обнинск, 1997.
21. Жердев, Г.М. Комплекс программ WIMS/ABBN: Описание применения, результаты верификации, инструкция пользователя // Г.М. Жердев, С.В. Забродская, В.Н. Кощев, А.М. Цибуля. – Отчет ФЭИ, Инв. № 10345, ФЭИ 2000.
22. Программа WIMS-D на ЭВМ ЕС-1040 // Отчет Института атомной энергии им. Курчатова [Текст], инв. № 35/90479, 1979.
23. Абагян, Л.П. Групповые константы для расчета ядерных реакторов [Текст] / Л.П. Абагян, Л.О. Базазянц, И.И. Бондаренко – М.: Атомиздат, 1964.
24. Абагян, Л.П. Групповые константы для расчета реакторов и защиты / Л.П. Абагян, Н.О. Базазянц, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля. – М.: Энергоиздат, 1981.
25. Мантуров, Г.Н. Система групповых констант БНАБ-93 / Г.Н. Мантуров, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля. – Верификационный отчет. М.ЦНИИАИ, 1995.
26. Мантуров, Г.Н. Ядерные константы для расчета нейтронных полей и фотонных полей излучения / Г.Н. Мантуров, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля // ВАНТ. Сер.: Ядерные константы, 1996, вып. 1, 1996. – С. 59.
27. Кощев, В.Н. Библиотека оцененных нейтронных данных ФОНД-2.2 / В.Н. Кощев, М.Н. Николаев, Ж.А. Корчагина, Г.В. Савоськина // ВАНТ. Сер.: Ядерные константы, вып. 2, 2000.
28. Rhodes, J., Edenius, M. CASMO-4, a fuel assembly burnup program, user's manual // Studsvik of America, SSP-01/400 Rev 4, 2001.
29. Rhodes, J. CASMO-5 development and applications / J. Rhodes, K. Smith, D. Lee, Z. Xu. – Physor, Vancouver, Canada, 2006.
30. Smith, K., Rhodes, J. CASMO-4 Characteristic Methods for Two-dimensional PWR and BWR Core Calculations // Trans. Am. Nuc. Soc. 83, 322, 2000.
31. Marleau, G. A user's guide for DRAGON // IGE-174, Rev.3, Ecole Polytechnique de Montreal, 1997.
32. Grundmann, U., Rohde, U. DYN3D, Version 3.2, Code for calculation of transient in Light Water Reactors (LWR) with Hexagonal or Quadratic Fuel Elements. Description of Models and Methods / U. Grundmann, U. Rohde, S. Mittag, S. Kliem. – Report FZR-434, Rossendorf, 2005.
33. Никонов, С.П. Использование комплекса программ ATHLET/BIPR-VVER для моделирования эффектов перемешивания теплоносителя в корпусе реактора / С.П. Никонов, М.П. Лизоркин, А.В. Коцарев. – Москва, 2006.
34. Nikonov, S. ATHLET\_BIPR8KN application for a realistic core calculations. / Nikonov S., Velkov K., Langenbuch S., Lizorkin M. – Working Group D Meeting Report, Obninsk, 2006.
35. Комплекс программ КАСКАД. Программа БИПР-7А. Описание алгоритма. Описание применения. // Отчет о научно-исследовательской работе РНЦ КИ, инв. № 32/1-52-402, 2002.
36. Томилов, М.Ю. Комплекс программ КАСКАД. Инструкция по использованию графического интерфейса комплекса КАСКАД / М.Ю. Томилов, Н.А. Бычкова, Е.К. Косоуров // Отчет РНЦ КИ, инв. № 32/1-51-402 от 28.11.2002, 2002.
37. Большагин, С.Н. и др. Программа БИПР-7А (версия 1.2). Описание применения // Отчет РНЦ «Курчатовский институт» № 32/1-54-97, 1997.
38. Болобов, П.А. Программа ПЕРМАК-3D. Описание алгоритма. Описание применения // Отчет РНЦ КИ инв. № 32/1-61-103, 2003.
39. Программа БИПР-7А (версия 1.5). Аттестационный паспорт программного средства. Регистрационный номер ПС в ЦЭП при РНК КИ № 613 от 31.07.2006. Регистрационный номер паспорта аттестации ПС № 241 от 23.09.2008. Федеральная служба РФ по экологическому, технологическому и атомному надзору. – М.: 2008.
40. Программа ПЕРМАК-А (версия 1.5). Аттестационный паспорт программного средства. Регистрационный номер ПС в ЦЭП при РНК КИ №240 от 23.09.08.
41. Тебин, В.В., Обухов, В.В. Проект пакета программ САПФИР для решения задач расчета ячейки реактора. / В.В. Тебин, В.В. Обухов, В.К. Сергеев, А.С. Иванов // ВАНТ Физика и техника ядерных реакторов, вып. 4. – М.: 1985. – С. 68-71.
42. Программа САПФИР 95.1 с библиотекой констант БНАБ-78/С-95. Регистрационный номер паспорта аттестации ПС № 205 от 15.12.2005. Федеральная служба РФ по экологическому, технологическому и атомному надзору. – М.: 2005.

43. Комплекс программ САПФИР\_95&RC\_ВВЭР. Регистрационный номер паспорта аттестации ПС № 206 от 15.12.2005. Федеральная служба РФ по экологическому, технологическому и атомному надзору. – М.: 2005.
44. Комплекс программ САПФИР\_ввр95&BC. Регистрационный номер паспорта аттестации ПС №87 от 18.12.1997. Федеральная служба РФ по экологическому, технологическому и атомному надзору. – М.: 1997.
45. Карпов, А.С., Тебин, В.В. Система подготовки многогрупповых констант для делящихся материалов на основе оцененных ядерных данных пакета САПФИР / Материалы десятого симпозиума по проблемам физики реакторов. М.: 1997. – С. 191.
46. Программа САПФИР\_95 с библиотекой констант БНАБ-78/С-95. Регистрационный номер паспорта аттестации ПС №116 от 02.03.2000. Федеральная служба РФ по экологическому, технологическому и атомному надзору. М.: 2000.
47. Программный комплекс САПФИР\_95&BC\_ХОЯТ (с библиотекой констант БНАБ-78/С-95). Регистрационный номер паспорта аттестации ПС № 203 от 23.06.2005 г. Федеральная служба РФ по экологическому, технологическому и атомному надзору. – М.: 2005.
48. Василенко, В.А. Опыт создания и основные характеристики теплогидравлического расчетного кода нового поколения КОРСАР / В.А. Василенко, Ю.А. Мигров, С.Н. Волкова // Теплоэнергетика, 2002. – № 11. – С. 11.
49. Артемов, В.Г. Разработка нестационарных нейтронно-физических и теплогидравлических моделей ВВЭР на основе кодов КОРСАР и САПФИР / В.Г. Артемов, В.И. Гусев, В.Г. Коротаев // Тезисы докладов 4-й Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности ВВЭР». – Подольск: 2005. – С. 69.
50. Bowman, S. M. SCALE: A comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design: ORNL/TM-2005/39 – s. 1.: Oak Ridge National Laboratory: 2005.
51. Serpent (a Continuous-energy Monte Carlo Physics Burnup Calculation Code) official website [Electronic Resource]. Access mode: <http://montecarlo.vtt.fi/index.htm>. – Date of access: 23.06.2017.
52. Leppanen, J. PSG2/SERPENT – A Continuous Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. – VTT Technical Research Centre of Finland release, Helsinki: 2012.
53. Аникин, А.Ю. Использование кода PSG2/SERPENT для расчета  $K_{eff}$  уран-водо-графитовых систем / А.Ю. Аникин, Д.К. Герасимов, А.В. Курындин, А.А. Строганов // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. Обнинск, 2011. – Вып. 3. – С. 72-76.
54. Аникин, А.Ю. Верификация программного средства PSG2/SERPENT для расчета  $K_{eff}$  уран-водных систем / А.Ю. Аникин, Д.К. Герасимов, А.В. Курындин, К.Ю. Соколов, А.А. Строганов. – Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. Обнинск, 2012. – Вып. 3. – С. 70-73.
55. Гомин, Е.А. Программа MCU-FCP для расчета переноса нейтронов методом вероятностей первых столкновений. / Е.А. Гомин, М.И. Гуревич, А.П. Жирнов, М.А. Калугин, И.М. Рождественский, М.С. Юдкевич // Атомная энергия. – М.: 2008. – Т. 105. – Вып. 2.
56. Гомин, Е.А. Описание применения и инструкция для пользователей программы MCU-RFFI расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов – ИАЭ-5837/5. – М., 1994. – 63 с.
57. Калугин, М.А. Статус MCU-FCP // ВАНТ, Сер. Физика ядерных реакторов. – Обнинск, 2006. – Вып. 1. – С. 6-32.
58. Гомин, Е.А. Программа MCU-REA и ее библиотека микроконстант DLC/MCUDAT-2.1 // ВАНТ, Сер. Физика ядерных реакторов. Обнинск, 2001. – С. 55-62.
59. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. – Los Alamos Report LA-UR-03-1987, 1987.
60. MCNP4C: Monte Carlo N-particle Transport Code System – s.1.: RSICC Computer Code Collection, 2000.

## NEUTRON CALCULATIONS CODES APPLICABLE TO THE NUCLEAR POWER PLANTS SAFETY ANALYSIS AND SAFETY JUSTIFICATION

Sergey Tretiakevich

Philip Speransky

Department for Nuclear and Radiation Safety of the Ministry for Emergency Situations of the Republic of Belarus (Gosatomnadzor)

*Purpose.* The aim of authors was to consider the neutron-physical software of various countries used to analyse and justify the safety of the nuclear power plant in terms determination of the parameters of the nuclear power plant unit core in various operating modes, calculating the fuel campaign, burnup and etc.

*Methods.* In-depth analysis was applied for definition of the characteristics of the calculation codes spectrum.

*Findings.* The range of most beneficially applicable neutron calculations codes were sorted during whole spectrum overview.

*Application field of research.* Safety assessment and safety justification of nuclear power plants design and structure are in the area of high importance for Belarusian society. As far as officials has a responsibility for actual safety state ascertaining it is important to stay in line with best practices approved internationally.

*Conclusion.* Thus the suggestions concerning neutron calculations codes application in Belarusian expert (technical support) and operating organisations were prepared.

*Keywords:* Nuclear power plants, safety assessment, safety justification, nuclear reactor, nuclear core, neutron-physical calculations, nuclear codes, safety of nuclear power plants.

(The date of submitting: July 11, 2017)

### REFERENCES

1. *PRIS IAEA. IAEA resource on NPP operation experience worldwide*, available at: <https://www.iaea.org/PRIS/> (accessed: June 19, 2017).
2. Kalugin M.A. *Development of precisional and engineering methods and programs for nuclear reactors calculations using Monte Carlo algorithms*. Dr. tech. sci. diss.: 05.13.18 / M.A. Kalugin. Moscow, 2009. P. 295.
3. Kurchenkov A.Y., Bolshagin S.N. *TVS-M code. Description of the algorithm and instruction for users. Report of RRC KI, Inv. No. 32/1-18-203 from 21.04.2003*. Moscow, 2003.
4. *TVS-M program (version 1.4). Certification passport of the code*. Registration number of the code in CEP is No 611 from July 31, 2006. The registration number of the code registration certificate No. 239 dated September 23, 2008. Federal Service of the Russian Federation for Environmental, Technological and Technical Supervision. Moscow, 2008.
5. Abagyan L.P., Tebin B.B., Yudkevich M.S. Annotation to the programs package and libraries CROSS VANT, *Ser. Physics and technology of nuclear reactors*, 1985. Iss. 4. Pp. 44-45.
6. Gomin E.A., Liman G.F., Mayorov L.V. Abstract to the program TERMAK. VANT, *Ser. Physics and Technology of Nuclear Reactors*, 1985. Iss. 4. Pp. 53-55.
7. Belousov N.I., Davidenko V.D., Tsubulsky V.F. UNK program for detailed calculation of the neutron spectrum in the nuclear reactor cell – IAE-6083/4. Moscow: Rus. Sci. Center «Kurchat. In-t», 1998.
8. *The Library of Estimated Nuclear Data ENDF/B-VII*. Los Alamos National Laboratory, available at: <http://t2.lanl.gov/data/endl/decayVII.1.html> (accessed: June 20, 2017).
9. Villarino E.A., Stamm'ler R.J.J., Ferri A.A., Casal J.J. *HELIOS: Angularly Dependent Collision Probabilities*. Nucl. Sci, Eng., 112, 16-32 1992.
10. MacFarlane R.E., Muir, D.W. *The NJOI Nuclear Data Processing system, Version 91*. LA-12740-M, Los Alamos National Laboratory, 1994.
11. Murphy B.D., Kravchenko J., Lazarenko A., Pavlovitchev A., Sidorenko V., Chetverikov A. *Simulation of Low-Enriched Uranium (LEU) Burnup in Russian VVER Reactors with the HELIOS Code Package*. ORNL/TM-1999/168, 1999.
12. Stammler J.J., Villarino E.A., Ferri A.A. Casal HELIOS: Geometric capabilities of a new fuel-assembly program. *Pittsburg: Proc. International topical meeting on advances in mathematics, computations and reactor physics*, 1991.
13. Askew J.R., Fayers F.J., Kemshell P.B. A general description of lattice code WIMS. *Journal of the British nuclear energy society*, 1966. Vol. 5. Pp. 564-585.

14. Askew, J.R., Fayers, F.L., Kemsshell, P.B. A General Description of the Code WIMS. *Journal of British Nucl. Energy Soc.*, 1966. P. 564.
15. Halsall M.J. *A Summary of WIMSD4 Input Options*. AEEW-M 1327, Reissued, 1980.
16. Newton T.D., Hutton J.L. *The next generation WIMS lattice code: WIMS9*. Physor, Japan, 2002.
17. Powney D.J., Newton T.D. *Overview of the WIMS9 resonance treatment*. ANSWERS/WIMS/TR, 26 Issue, a report produced for ANSWERS, 2004.
18. *A modular scheme for neutronics calculations* – ANSWERS Software Service WIMS / user guide for version 8: report ANSWERS/WIMS(99)9, s.l., 1999.
19. *WIMSD5 Deterministic Code System for Reactor-Lattice Calculations*. RSICC COMPUTER CODE COLLECTION – OAK RIDGE National Laboratory, 1997.
20. Nikolaev M.N., Zherdev G.M., Tsubulya A.M. *Validation of the WIMS-ABBN codes complex for VVER reactors neutron-physics calculations*. Report of the FEI, Joint Stock Company «State Scientific Center of the Russian Federation – Physics and Power Institute», Obninsk, 1997.
21. Zherdev G.M., Zabrodskaya S.V., Koshcheev V.N., Tsubulya A.M. *Complex of codes WIMS/ABBN: Description of application, verification of results, user's manual*. Report of the FEI, Inv. No. 10345, FEI 2000.
22. *WIMS-D code on the EC-1040 computer*. Report of the Kurchatov Institute of Atomic Energy, Inv. No. 35/90479, 1979.
23. Abagyan L.P., Bazaziants L.O., Bondarenko I.I. *Group constants for the nuclear reactors calculations*. Moscow: Atomizdat, 1964.
24. Abagyan L.P., Bazayants N.O., Nikolaev M.N., Tsubulya A.M. *Group constants for the calculation of reactors and protection*. Moscow: Energoizdat, 1981.
25. Manturov, G.N., Nikolaev M.N., Tsubulya A.M. *System of group constants BNAB-93*. Verification report. Moscow: TSNIIAI, 1995.
26. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsubulya A.M. Nuclear constants for the calculation of neutron fields and photon radiation fields. *VANT. Ser.: Nuclear Constants*, 1996. Iss. 1. P. 59.
27. Koshcheev V.N., Nikolaev M.N., Korchagina Zh.A., Savos'kina G.V. Library of the estimated neutron data FOND-2.2. *VANT. Ser.: Nuclear constants*, 2000. Iss. 2.
28. Rhodes J., Edenius M. CASMO-4, a fuel assembly burnup program, user's manual. *Studsvik of America*, SSP-01/400 Rev 4, 2001.
29. Rhodes J., Smith K., Lee D., Xu Z. *CASMO-5 development and applications*. Physor, Vancouver, Canada, 2006.
30. Smith K., Rhodes J. CASMO-4 Characteristic Methods for Two-dimensional PWR and BWR Core Calculations. *Trans. Am. Nuc. Soc.* 83, 322, 2000.
31. Marleau G. A user's guide for DRAGON. *IGE-174, Rev.3, Ecole Polytechnique de Montreal*, 1997.
32. Grundmann U., Rohde U., Mittag S., Kliem S. *DYN3D, Version 3.2, Code for calculation of transient in Light Water Reactors (LWR) with Hexagonal or Quadratic Fuel Elements. Description of Models and Methods*. Report FZR-434, Rossendorf, 2005.
33. Nikonov S.P., Lizorkin M.P., Kotsarev A.V. *ATHLET/BIPR-VVER codes complex usage for simulation of the mixing effects in the reactor vessel coolant*. Moscow, 2006.
34. Nikonov S., Velkov K., Langenbuch S., Lizorkin M. *ATHLET\_BIPR8KN application for a realistic core calculations*. Working Group D Meeting Report, Obninsk, 2006.
35. *Complex of codes CASCADE. The BIPR-7A program. Description of the algorithm. Description of the application*. Report on the research work of RRC KI, Inv. No. 32/1-52-402, 2002.
36. Tomilov M.Y., Bychkova N.A., Kosourov E.K. *Complex of codes CASCADE. User instructions for the graphical interface of the CASCADE system*. Report of RRC KI, Inv. No. 32/1-51-402 of 28.11.2002, 2002.
37. Bolyagin S.N. and others. *BIPR-7A code (version 1.2). Description of the application*. Report of the RRC «Kurchatov Institute» № 32/1-54-97, 1997.
38. Bolobov P.A. *PERMAK-3D code. Description of the algorithm. Description of the application*. Report of RRC «Kurchatov Institute» inv. No. 32/1-61-103, 2003.
39. *BIPR-7A code (version 1.5). Certification passport of the software*. The registration number of the code in the CEP No. 613 dated July 31, 2006. Registration number of the passport of the certification of the code No. 241 from 23.09.2008. Federal Service of the Russian Federation for Environmental, Technological and Nuclear Supervision, Moscow, 2008.
40. *PERMAK-A code (version 1.5). Certification passport of the code*. The registration number of the code in the CEP No. 240 dated September 23, 2008.
41. Tebin V.V., Obukhov V.V., Sergeev V.K., Ivanov A.S. The project of the SAPPHIRE code package

- for solving the tasks of the reactor cell calculations. *VANT Physics and technology of nuclear reactors*, 1985. Iss. 4. Pp. 68-71.
42. *SAPPHIRE\_95.1 code with constants library BNAB-78/S-95*. The registration number of the passport of the certification of the code No. 205 dated December 15, 2005. Federal Service of the Russian Federation for Environmental, Technological and Nuclear Supervision, Moscow, 2005.
  43. *SAPPHIRE\_95&RC\_BBEP codes complex*. Registration number of the passport of the certification of the code No. 206 dated December 15, 2005. Federal Service of the Russian Federation for Environmental, Technological and Nuclear Supervision, Moscow, 2005.
  44. *SAPPHIRE\_yvr95&VS codes complex*. Registration number of the passport of the certification of the code No. 87 dated by 18.12.1997. Federal Service for Environmental, Technological and Nuclear Supervision, Moscow, 1997.
  45. Karpov A.S., Tebin V.V. The system of multigroup constants preparation for fissile materials on the basis of the estimated nuclear data of the SAPPHIRE package. *Proceedings of the Tenth Symposium on Problems of Reactor Physics*, Moscow, 1997. Pp. 191.
  46. *SAPPHIRE\_95 code with the library of constants BNAB-78/S-95*. Registration number of the passport of the certification of the code No. 116 dated by 02.03.2000. Federal Service of the Russian Federation for Environmental, Technological and Nuclear Supervision, Moscow, 2000.
  47. *SAPPHIRE\_95&VS\_SONF code complex (with library of constants BNAB-78/S-95)*. Registration number of the passport of the certification of the code No. 203 of June 23, 2005. Federal Service of the Russian Federation for Environmental, Technological and Nuclear Supervision, Moscow, 2005.
  48. Vasilenko V.A., Migrov Y.A., Volkova S.N. Experience of creation and main characteristics of the new generation thermal-hydraulic design code KORSAR. *Teploenergetika*, 2002. No. 11. Pp. 11.
  49. Artemov V.G., Gusev V.I., Korotaev V.G. Development of non-stationary neutron physics and thermal-hydraulic VVER models based on CORSAR and SAPPHIRE codes. *Abstracts of the 4th International Scientific and Technical Conference «Ensuring the Safety of WWER»*. Podolsk, 2005. Pp. 69.
  50. Bowman S.M. *SCALE: A comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design*: ORNL/TM-2005/39 – s. 1.: Oak Ridge National Laboratory: 2005.
  51. Serpent (a Continuous-energy Monte Carlo Physics Burnup Calculation Code) official website, available at: <http://montecarlo.vtt.fi/index.htm> (accessed: June 23, 2017).
  52. Leppanen J. *PSG2/SERPENT – A Continuous Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code*. VTT Technical Research Centre of Finland release, Helsinki: 2012.
  53. Anikin A.Yu., Gerasimov D.K., Kuryndin A.V., Stroganov A.A. Usage of the PSG2/SERPENT code for a Keff calculations in uranium-water-graphite systems. *Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Physics of Nuclear Reactors*, Obninsk, 2011. Iss. 3. Pp. 72-76.
  54. Anikin A.Yu., Gerasimov D.K., Kuryndin A.V., Sokolov K.Y., Stroganov A.A. Verification of PSG2/SERPENT software for a Keff calculations a Keff calculations of uranium-water systems. *Questions of atomic science and technology. Ser. Physics of Nuclear Reactors*, Obninsk, 2012. Iss. 3. Pp. 70-73.
  55. Gomin E.A., Gurevich M.I., Zhirnov A.P., Kalugin M.A., Rozhdestvenskiy I.M., Yudkevich M.S. The MCU-FCP program for the calculation of neutron transport by the method of the first collisions probabilities. *Atomic Energy*, Moscow, 2008. Vol. 105. No. 2.
  56. Gomin E.A. *Description of the application and instruction for users for the MCU-RFFI code for the neutron physics calculations of a nuclear reactors characteristics by the Monte Carlo method – IAE-5837/5*. Moscow, 1994. 63 p.
  57. Kalugin M.A. Status of MCU-FCP. *VANT, Ser. Physics of Nuclear Reactors*, Obninsk, 2006. Vol. 1. Pp. 6-32.
  58. Gomin, E.A. The MCU-REA program and its microconstants library DLC/MCUDAT-2.1. *VANT, Ser. Physics of Nuclear Reactors*, Obninsk, 2001. Pp. 55-62.
  59. *MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5*. Los Alamos Report LA-UR-03-1987, 1987.
  60. *MCNP4C: Monte Carlo N-particle Transport Code System – s.1.*: RSICC Computer Code Collection, 2000.