УДК 539.125.5 (03 + 164) + 621.039.6

ОБ ИСТОРИИ РАЗРАБОТКИ МЕТОДИК НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЁТОВ ТЯР В КУРЧАТОВСКОМ ИНСТИТУТЕ И ОБОСНОВАНИЯ НЕЙТРОННЫХ ДАННЫХ В ИНТЕГРАЛЬНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАХ С ИСТОЧНИКАМИ НЕЙТРОНОВ 14 МЭВ

(Обзор)

Д.В. Марковский

НИИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия

Рассмотренный в обзоре период 1972—2004 гг. соответствует наиболее интенсивным инженерным проработкам отечественных концепций ТЯР (ОТР, ДЕМО). Отсутствие в то время адекватного инструментария для расчёта нейтронно-физических характеристик моделей с источником нейтронов 14 МэВ обусловило необходимость создания собственных методик, программ и библиотек нейтронных данных для исследования переноса нейтронов и гамма-квантов в бланкете и защите термоядерного реактора. Эта работа привела к созданию в ИАЭ им. И.В. Курчатова разветвлённого комплекса программ BLANK, способного в условиях доступных вычислительных средств эффективно решать задачи концептуальных исследований, проектирования бланкета и защиты и анализа интегральных экспериментов с источником нейтронов 14 МэВ. Для обоснования программ расчёта и нейтронных данных в сотрудничестве с отечественными и иностранными институтами проведены многочисленные интегральные эксперименты с чистыми материалами, разнообразными макетами бланкета и защиты, активационные исследования перспективных материалов ИТЭР. Целью обзора является краткая аннотация проведённых работ и систематизация публикаций, где могут быть найдены более подробные сведения.

Ключевые слова: термоядерный реактор, программы нейтронно-физического расчёта, бенчмарк-эксперименты, тестирование нейтронных данных.

ON THE HISTORY OF DEVELOPMENT OF NEUTRONICS CODES FOR CTR ANALYSIS AT KURCHATOV INSTITUTE AND OF NEUTRON DATA VALIDATION IN INTEGRAL EXPERIMENTS WITH 14-MEV NEUTRON SOURCES

(Review)

D.V. Markovskij

NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

Considered in the review period 1972—2004 corresponds to the most intensive engineering studies of domestic CTR concepts (OTR, DEMO). The absence at that time of adequate tools for calculating neutronics characteristics of models with a 14-MeV neutron source made it necessary to create own methods, codes and neutron data libraries for the study of neutron and gamma-ray transport in blanket and shield. This work has resulted in creation in Kurchatov Institute of the BLANK code family capable in conditions of available computing facilities to effectively solve the problems of conceptual study, of blanket and shielding design and analysis of integral experiments with a source of 14-MeV neutrons. To validate the computer codes and neutron data, numerous integral experiments with pure materials, various models of blanket and shield, activation studies of candidate materials of ITER were carried out in cooperation with the colleagues from domestic and foreign institutions. The purpose of the review is a brief summary of the work and systematization of published data, where more detailed information can be found.

Key words: fusion reactor, neutronics codes, benchmark experiments, neutron data validation.

DOI: 10.21517/0202-3822-2018-41-3-21-35

ВВЕДЕНИЕ

Одной из важнейших задач нейтронно-физических исследований в обоснование перспективных проектов термоядерных реакторов является разработка и адаптация эффективных методик расчёта и нейтронных констант, протестированных на совокупности разнообразных дифференциальных и интегральных экспериментов с источниками термоядерных нейтронов. При проектировании термоядерного реактора в отличие от ядерного практически невозможно непосредственное уточнение его расчётных характеристик в эксперименте с нейтронным генератором в качестве источника нейтронов термоядерного синтеза, поскольку геометрия эксперимента не адекватна реакторной. Попытки же создать геометрически адекватную модель с термоядерным спектром нейтронов неизбежно приведут к проектированию полномасштабного термоядерного реактора. Поэтому приходится иметь дело с более сложным положением, когда обоснование расчётных нейтронно-физических характеристик разрабатываемой конструкции достигается не в натурных экспериментах, а путём всесторонней проверки и обоснования методов, программ и данных, применяемых в расчётах реактора.

Неопределённость расчётных характеристик находит своё отражение в соответствующих запасах в конструкции реактора, увеличивающих его стоимость. Требуемая точность предсказания ключевых параметров промышленного термоядерного реактора оценивается [1—4] в ~1% для скоростей производства трития и делящегося вещества, ~10% для энерговыделений и ~20% для скоростей активации, газовыделения и радиационных повреждений. В экспериментальном реакторе ИТЭР, где не ставится задача самообеспечения тритием, на первый план выходят проблемы точности расчёта радиационной защиты магнитной системы и диагностик сложной конфигурации при допусках на мощность дозы в пределах ~30%.

Участию отечественных специалистов в широком международном сотрудничестве в проблеме совершенствования оцененных ядерных данных для расчётов ТЯР предшествовал период практической изоляции стран социалистического содружества от западных банков данных и программ расчёта. Это обусловило потребность отечественных исследователей проблемы ТЯР в создании собственного расчётного инструментария, включающего программу подготовки рабочих констант на основе доступных файлов, оцененные нейтронные данные и семейство программ расчёта транспорта нейтронов в различных геометриях.

На консультативных совещаниях экспертов МАГАТЭ [3, 5, 6] и других международных совещаниях по проблеме ТЯР [7—9] выдвигались предложения о создании единой международной библиотеки оцененных нейтронных данных для расчётов термоядерных реакторов, а также о рекомендации набора аттестованных программ расчёта. При этом подчёркивалась важность тестирования данных и программ в разнообразных интегральных экспериментах с источниками нейтронов 14 МэВ для выработки критериев переоценки данных или их уточнения в дифференциальных экспериментах. Этот подход был реализован при широком международном сотрудничестве в рамках программы МАГАТЭ по созданию и тестированию библиотеки оцененных данных FENDL-2.

В обзоре дано краткое описание работ Курчатовского института по указанной тематике. Наряду с участием в разработке расчётных методик и констант автору обзора приходилось участвовать в решении разнообразных сопутствующих задач: физической постановке, координации и расчётном анализе интегральных экспериментов для их обоснования, участвовать в международных совещаниях по нейтронно-физическим проблемам ТЯР. Ввиду ограниченного объёма обзора он, очевидно, не может претендовать на полноту изложения фактического материала. Его задача — ознакомить читателя с краткими аннотациями проведённых работ и списком публикаций, где могут быть найдены более подробные сведения о самих работах и их авторских коллективах.

КОМПЛЕКС ПРОГРАММ BLANK

Создание надёжных методик и программ нейтронно-физического расчёта в области энергий нейтронов D—T-реакции синтеза стало насущно необходимым в связи с началом интенсивных инженерных исследований концепций ТЯР в 1972 г.¹ Имевшая место в эти годы изоляция отечественных исследователей от западных банков программ и оцененных нейтронных данных, а также сравнительно невысокий уровень развития отечественных работ в этой области обусловили необходимость разработки собственных методик, программ и данных для исследования ТЯР. Эта работа проводилась в ИАЭ им. И.В. Курчатова в лаборатории Г.Е. Шаталова и завершилась созданием разветвлённого комплекса программ BLANK, способного эффективно решать задачи концептуальных исследований, проектирования blankets и защиты ТЯР и анализа интегральных экспериментов с источником нейтронов 14 МэВ.

Расчёты с применением одномерной программы BLANK, в которых был дан концептуальный анализ нейтронно-физических характеристик blankets чистого и гибридного реакторов синтеза, были продемонстрированы уже в 1974 г. [10, 11]. В последующие годы этот комплекс непрерывно совершенствовался и служил основным инструментом отечественных нейтронно-физических исследований ТЯР в различных организациях. Он имел важные в то время преимущества перед соответствующими западными

¹ Началом эпохи исследования инженерных аспектов ТЯР в НИЦ «Курчатовский институт» можно считать вводный курс лекций по этой тематике И.Н. Головина.

ми программами расчёта переноса нейтронов методом Монте-Карло (MORSE, MCNP и др.). В диапазонах энергии нейтронов, разделённых границей 0,1 МэВ, ниже которой неупругие реакции отсутствуют, применялись различные методы решения уравнения переноса нейтронов. В быстрой области спектра, где требуется детальный учёт индивидуальных характеристик нейтронных реакций с ядрами, а доля обрабатываемых столкновений в полной истории нейтрона сравнительно невелика, использовался метод Монте-Карло. Ниже этой границы, где преобладающими нейтронными реакциями являются упругое рассеяние и поглощение, применялся конечно-разностный расчёт в P_1 -приближении с использованием надёжных отечественных 21-групповых констант [12], разработанных для расчёта реакторов деления. Это позволило достичь высокой эффективности расчётов на доступных в то время ЭВМ с невысокими быстродействием и объёмом памяти за счёт экономии времени обработки столкновений нейтронов. Другим преимуществом было использование в быстрой области спектра структуры нейтронных констант, максимально приближенной к файлам оцененных данных (с точным описанием законов взаимодействия²). Эти качества программы были особенно важны на стадии концептуальных проработок проектов ТЯР, сопряжённых с анализом многочисленных материальных композиций с источником 14 МэВ-ных нейтронов, когда не требовалось очень подробное описание геометрии моделей.

Комплекс одномерных программ, реализующих описанный подход, включал программы для расчёта переноса нейтронов BLANK [13, 14] и γ -квантов BLAGAM [15] в бланкете и программу MOCDIF [16] для расчёта защиты с использованием методик неаналогового моделирования (расщепление, рулетка). Программа BURNFL [17] позволяла рассчитывать изменения изотопного состава в бланкете термоядерного реактора. Разработан также вариант программы BLANK с использованием прямого метода Монте-Карло во всей области энергий. Параметры нейтронов при столкновениях рассчитывались физическими блоками FORTUN [18—20] и FORTUN-88 [21]. Константы для этих физических блоков подготавливались из файлов оцененных данных UKNDL, ENDL, ENDF/B с помощью программы NEDAM [22, 23]. Дальнейшее развитие этого подхода привело к созданию комплекса специализированных трёхмерных программ [7], объединённых общей структурой нейтронных констант, ориентированного на расчёт бланкета и защиты термоядерного реактора, а также интегральных экспериментов. Для бланкета наиболее простой и в большинстве случаев достаточной являлась цилиндрическая геометрия (r , ϕ , z) с тороидальным источником нейтронов. Поскольку в трёхмерных моделях использование конечно-разностных методов решения уравнения переноса менее эффективно из-за существенного увеличения затрат машинного времени, при их расчёте использовался метод Монте-Карло во всей области энергий нейтронов с сохранением комбинации констант, принятой в одномерных программах комплекса BLANK. Для имитации источника нейтронов термоядерного реактора использовалось задание тороидального источника с образующей различной формы и различными типами распределения плотности нейтронов в поперечном сечении плазмы. Для описания моделей концептуальных интегральных экспериментов в отличие от моделей реактора была введена более удобная прямоугольная геометрия с вложенными цилиндрами. Усложнились требования к регистрации потоков нейтронов и скоростей реакций, что потребовало введения локальной оценки потока и трёхмерной регистрации в гетерогенных каналах. В этих программах в области энергий выше 0,1 МэВ использовались модернизированный физический модуль FORTUN-88 [21] и библиотека нейтронных констант [24], подготовленная А.А. Борисовым на основе файлов оцененных данных ENDF/B-IV и ENDL-75. Этот физический модуль был также адаптирован к пакету программ MCU и верифицирован в расчётах критических сборок [25, 26].

Для предварительных оценок параметров бланкета реактора в одномерной цилиндрической геометрии использовалась программа расчёта методом Монте-Карло распределения потока нерассеянных нейтронов от тороидального источника на поверхности тороидальной камеры TOR [27—29].

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ ТЕСТИРОВАНИЯ ПРОГРАММ РАСЧЁТА И ЯДЕРНЫХ ДАННЫХ В ИНТЕГРАЛЬНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАХ

Комплексная программа исследований Курчатовского института, направленных на уточнение нейтронных данных важнейших материалов бланкета и защиты и тестирование программ расчёта ТЯР,

² Разработка этого подхода была инициирована А.Д. Франк-Каменецким.

формировалась в начале 1980-х годов. Она включала эксперименты различных типов с источниками нейтронов 14 МэВ и оценку данных, объединённые расчётным анализом. Для обозначения типов интегральных экспериментов используется сложившаяся международная терминология: «чистый» интегральный эксперимент (clean integral benchmark experiment) для экспериментов с однородными материалами в простой геометрии и концептуальный эксперимент (conceptual experiment) для экспериментов с имитацией материальных композиций бланкета и защиты термоядерного реактора.

«Чистые» интегральные эксперименты проводятся на оптически толстых (толщиной в несколько длин свободного пробега нейтронов энергией 14 МэВ) сферических или плоских слоях из однородных материалов для проверки точности используемых в расчётах нейтронных данных и выявления материалов, константы которых нуждаются в уточнении. В них могут измеряться спектры утечки нейтронов, полная утечка нейтронов, позволяющая определить полное размножение за вычетом поглощения нейтронов непосредственно в образце (leakage multiplication), и скорости реакций в объёме образца. Такие эксперименты, в которых нейтрон до утечки из образца испытывает несколько соударений при разной энергии, особенно удобны для проверки не только точности отдельных сечений, но и сбалансированности файла данных материала в целом. В необходимости такого тестирования, в настоящее время общепринятого, убеждает практика расчётного анализа интегральных экспериментов, свидетельствующая о том, что разногласие расчёта и эксперимента иногда значительно превышает объявленную точность микроскопических оцененных данных. Это объясняется не только погрешностями оцененных данных сечений реакций материала, но и погрешностями нормировки вероятностей каналов взаимодействия. В первую очередь кандидатами для такой проверки являются материалы, существенно влияющие на баланс нейтронов в бланкете (размножители нейтронов), и конструкционные материалы, работающие в жёстком спектре нейтронов (материалы первой стенки). В последующем для уточнения констант материалов, выявленных в этих экспериментах, проводятся измерения на оптически тонких образцах, оценка и корректировка данных.

Для тестирования методик нейтронно-физического расчёта реактора в совокупности с нейтронными данными используются известные и проводятся новые концептуальные эксперименты на многокомпонентных сборках, имитирующих определённые ключевые материальные композиции бланкета и защиты. В них обычно измеряются скорости реакций, ответственных за наработку полезных продуктов (третия и делящихся материалов), а также скорости активации детекторов, дающие представление о пространственно-энергетическом распределении нейтронов различных энергий. Задачей этих исследований является проверка адекватности расчётных методик и данных в физических и геометрических условиях, характерных для определённых ключевых концепций бланкета и защиты.

Отдельное место в проблеме обеспечения расчёта ТЯР надёжными ядерными данными занимает тестирование активационных данных перспективных материалов термоядерных реакторов, в первую очередь конструкционных материалов первой стенки и бланкета, подверженных воздействию высоких потоков нейтронов синтеза. Знание характеристик долговременной активности больших масс этих материалов важно для анализа их возможного повторного использования после вывода реактора из эксплуатации.

Реализация этой программы потребовала координированных усилий специалистов различного профиля: разработчиков программ расчёта переноса нейтронов и подготовки нейтронных данных, оценщиков нейтронных данных и экспериментаторов, располагающих возможностями разработки методик измерений и проведения разнообразных экспериментов на стендах с нейтронными генераторами. Экспериментальные исследования в 1982—2004 гг. координировались Отделением физики плазмы ИАЭ им. И.В. Курчатова и проводились в сотрудничестве со специалистами ИАЭ, МИФИ, ФЭИ, ЭНИН, КГУ, ВНИИЭФ, КЦ «Атомбезопасность» в РФ, а также с коллегами из Технического университета Дрездена (ТУД) и Центрального института ядерных исследований (ЦИЯИ) в ГДР, Института ядерных исследований и ядерной энергетики (ИЯИЯЭ) АН НРБ, Института радиационной дозиметрии АН ЧССР (ИРД), ENEA в Италии, JAERI в Японии.

«ЧИСТЫЕ» ИНТЕГРАЛЬНЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ

В первых расчётах по тестированию программы BLANK и нейтронных данных [30] использовались известные в то время (1977 г.) интегральные эксперименты на сферах с высокоэнергетическими источ-

никами нейтронов, проведённые в Японии (литий, источник 14 МэВ) и США (дейтерид лития, конструкционные материалы, источники Am—Be и ^{252}Cf). Расчёты проводились по одномерной программе BLANK и её модифицированному варианту MOCDIF [17] с константами на основе оцененных данных UKNDL и ENDL-75. Сравнение этих расчётов с экспериментами показало, что разногласие спектров утечки в большинстве случаев не превышает погрешности эксперимента (~10%). Однако в результате этой работы стала очевидна необходимость создания и проведения собственной программы экспериментов, так как опубликованные эксперименты оказались либо малоинформативными для термоядерных исследований (низкая энергия нейтронов источника, недостаточный набор материалов и измеренных характеристик), либо представлены в форме, затрудняющей их использование (например, в единицах счёта детектора в Ливерморской серии [31]).

В соответствии с результатами исследований чувствительности ключевых нейтронно-физических характеристик ТЯР к нейтронным данным наибольшее внимание было уделено перспективным материалам-размножителям нейтронов в бланкете «чистого» реактора (свинцу, бериллию) и гибридного реактора (урану-238, торью). Первые совместные эксперименты были поставлены в ИЯИЯЭ и ИРД [32, 33] для измерения спектров утечки нейтронов от источника энергией 14 МэВ за плоскими слоями из свинца.

Наиболее значительные исследования в этой области проводились совместно с экспериментальной группой Д.Ю. Чувилина в ИАЭ и также были посвящены исследованию размножающих нейтроны материалов (Pb, U, Be, Th, Bi, эвтектика Pb—Li). Работы по оценке полного размножения нейтронов в этих материалах, наиболее важные с практической точки зрения, были выполнены впервые в мировой практике [34—48]. В них использовался метод полного поглощения [49, 50], которому было дано расчётное обоснование для случая источника нейтронов энергией 14 МэВ. Для большинства указанных материалов проведены исследования скоростей реакций в объёме сферических образцов [40, 51] и спектров утечки нейтронов (совместно с ФЭИ и КГУ) [41, 52]. Исследования спектров утечки из урановой сферы проводились также совместно с ЭНИН [53, 54].

Впечатляющим примером международного сотрудничества в проблеме обоснования нейтронных данных служит эксперимент по измерению полного поглощения (размножения) в борном баке на составной бериллиевой сфере, собранной из семи сферических оболочек, предоставленных США, КНР и РФ. Этот эксперимент позволил получить непрерывную кривую размножения на бериллии в диапазоне толщин слоёв от 3 до 20 см [55, 56].

В сотрудничестве со специалистами ТУД и ЦИЯИ (ГДР) проведены полные циклы работ с ураном [57, 58] и свинцом [59, 60], включающие дифференциальные измерения спектров вторичных нейтронов при 14 МэВ, переоценку данных, интегральные эксперименты на сферических образцах с измерением спектров утечки и размножения нейтронов, а также расчётный анализ экспериментов с различными версиями нейтронных данных. Результатом этой работы стали новые версии оцененных нейтронных данных свинца и урана-238, включённые в отечественную библиотеку БРОНД. Совместный интегральный эксперимент на свинцовой сфере был рекомендован совещанием экспертов МАГАТЭ в качестве benchmark-эксперимента.

Среди материалов первой стенки значительный интерес представляло исследование нейтронных данных ванадия в качестве кандидатного низкоактивирующегося конструкционного материала. Измерения спектров утечки нейтронов и гамма-квантов из трёх ванадиевых сфер диаметром 10, 24 и 34 см с центральным источником нейтронов 14 МэВ, а также полной утечки нейтронов методом борного бака, проведены совместно ИАЭ, ФЭИ и ВНИИЭФ в проекте МНТЦ № 910. Результаты экспериментов сравнивались с расчётами по программе MCNP с константами ванадия из FENDL-1, EFF и подготовленной в проекте оценки ФЭИ [61—63].

КОНЦЕПТУАЛЬНЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ С МАКЕТАМИ БЛАНКЕТА

Исследования проблемы создания термоядерного реактора в СССР выявили привлекательность ряда ключевых концепций реактора и его бланкета. Для гибридного термоядерного реактора это были бланкеты на основе металлического урана (с быстрым спектром нейтронов в бланкете) [8, 10, 11, 64] или тория (с промежуточным спектром нейтронов в зоне наработки вторичного топлива и «подавленным де-

Рис. 1. Схема модели blankets ОЯТ: — LiAl, — U, — SS, — плексиглас, — Pb

лением» [65]). Оптимизация концепции на основе урана привела к созданию эскизного проекта Опытного термоядерного реактора (ОЯТ) [64]. В газоохлаждаемом blankets этого реактора на внешней стороне тороидальной камеры располагался металлический уран-238 в качестве размножителя нейтронов и сырьевого материала для наработки плутония-239, на внутренней стороне — свинец. Для тестирования расчётов этих конфигураций в лаборатории В.Л. Ромоданова в МИФИ были организованы экспериментальные исследования [66—70] двух макетов, соответствующих указанным типам blankets, а также их комбинации («двойная сборка», рис. 1.) Отвальный уран и литийсодержащий материал для экспериментов были поставлены из Курчатовского института. Экспериментальные и расчётные исследования аналогичного макета уранового blankets с большей толщиной уранового слоя и другими методиками независимо проводились совместно с ТУД и ЦИЯИ [71].

КОНЦЕПТУАЛЬНЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ С МАКЕТАМИ ЗАЩИТЫ

Анализ проблем расчёта радиационной защиты ТЯР с источником нейтронов 14 МэВ приводит к следующим характерным расчётным моделям.

1. Сплошная защита с квазиизотропным распределением падающих нейтронов, характерная для основной внутренней и внешней радиационной защиты магнитов. Она наиболее изучена в расчётных исследованиях с использованием одномерных программ расчёта (ANISN, ONEDANT, PO3 и др.). Основные задачи — обоснование адекватности выбора приближения (обычно в расчётах методом дискретных ординат используется приближение P_5S_8) и нейтронных данных, а также обоснование принятого в практике проектирования оптимального соотношения железа и воды 80/20%.

2. Сплошная железобетонная защита с наклонным (касательным) падением нейтронов и неравномерным распределением потока нейтронов источника по поверхности защиты, характерная для защиты магнитных катушек реактора со стороны каналов инжектора и дивертора. Применение в расчёте одномерных детерминистских методик связано с необходимостью введения большого количества квадратур для учёта неравномерности углового распределения падающих нейтронов источника, а также его зависимостью от координат. Возможно проявление погрешности результатов расчёта, обусловленной неопределённостью описания угловых характеристик рассеяния в оцененных нейтронных данных материалов защиты.

3. Железобетонная защита с гетерогенными структурами, расположенными вдоль направления первичных термоядерных нейтронов, характерная для защиты катушек в области дивертора, содержащей каналы охлаждения диверторных пластин. В этой модели можно ожидать преимущественный перенос жёсткого нейтронного компонента по нормали к поверхности внутрь защиты и оттуда к её боковым торцам, обращённым к катушкам. Модель требует неоднородного расчёта с детальным учётом транспорта нейтронов по каналам. Стеснённая геометрия защиты обычно ограничивает запасы на её толщину, соответствующие неопределённостям расчёта.

4. Железобетонная защита с пустотами. Имеется широкий спектр задач с пустотами и каналами различной формы, среди которых можно выделить следующие наиболее типичные:

- щели, протяжённые в тороидальном направлении. Характерны для зазоров в стыках конструкций, имеют малую ширину в масштабе первой стенки и по сравнению с глубиной щели;
- большие каналы прямоугольной формы и большой длины (каналы инжектора и дивертора);

— мелкие каналы различной формы и длины, характерные для проходок в защите средств диагностики, охлаждения и др.

Указанные характерные конфигурации расчётных моделей защиты, предложенные в обоснование методик расчёта радиационной защиты проекта ИТЭР и одобренные Совещанием экспертов [72], исследовались в представленных далее экспериментах.

Защита из свинца с полиэтиленом (ПЭ). В ИАЭ на стенде ИИН с нейтронным генератором и макетом защиты из стали, свинца, борированной смеси свинца, полиэтилена (ПССБ), полистирола и борированного полиэтилена (ПЭБ) (рис. 2) активационными детекторами измерялись скорости реакций $^{63}\text{Cu}(n, 2n)^{62}\text{Cu}$, $^{65}\text{Cu}(n, 2n)^{64}\text{Cu}$, $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$, $^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$, $^{27}\text{Al}(n, p)^{27}\text{Mg}$, $^{204}\text{Pb}(n, n')^{204\text{m}}\text{Pb}$ и $^{115}\text{In}(n, n')^{115\text{m}}\text{In}$ [73]. Распределение скорости реакции $^{232}\text{Th}(n, f)$ измерено твёрдотельными трековыми детекторами. Внутри и за макетом измерялись спектры нейтронов стильбеновым спектрометром.

Сравнение с экспериментом расчёта скоростей активации детекторов вдоль оси макета по программам BLANK и Радуга показало, что для большинства детекторов, эффективных в быстрой области спектра ($E > 3$ МэВ), распределения согласуются с точностью до погрешностей ($\sim 10\%$). Исключение составляют активности детекторов $^{204}\text{Pb}(n, n')$ и $^{115}\text{In}(n, n')$. Наиболее значительное расхождение ($\sim 40\%$) наблюдалось для реакции $^{115}\text{In}(n, n')$ в свинцовом слое вблизи передней стенки макета.

Защита из железа. Аналогичный макет защиты в форме прямоугольного параллелепипеда был собран из стальных листов [74]. Вдоль центральной оси макета активационными и твёрдотельными трековыми детекторами измерялись распределения 12 пороговых реакций: $^{64}\text{Zn}(n, 2n)$, $^{63}\text{Cu}(n, 2n)$, $^{65}\text{Cu}(n, 2n)$, $^{204}\text{Pb}(n, 2n)$, $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$, $^{56}\text{Fe}(n, p)$, $^{27}\text{Al}(n, p)$, $^{204}\text{Pb}(n, n')$, $^{64}\text{Zn}(n, p)$, $^{232}\text{Th}(n, f)$, $^{115}\text{In}(n, f)$, $^{237}\text{Np}(n, f)$. За слоями железа толщиной 12,9, 23,0, 33,2, и 43,4 см были измерены спектры нейтронов энергией выше 2 МэВ методом однокристалльного стильбенового спектрометра.

Распределения нейтронов в макете рассчитывались по программам Радуга, ДОТ-3 и MCU с блоком FORTUN-88 в быстрой области энергий нейтронов [21]. Расчётные и экспериментальные потоки нейтронов энергией больше 0,4 МэВ различаются в среднем на $\sim 15\%$, при $E > 1,0$ МэВ — на $\sim 10\%$.

Защита с наклонным падением нейтронов источника. В экспериментах, поставленных в ЭНИН [75—77], в модели радиационной защиты с наклонным падением на её поверхность нейтронов энергией 14 МэВ измерялись спектры нейтронов и γ -квантов по толщине защиты в зависимости от угла падения нейтронов 14 МэВ. Железополетиленовая многослойная плоская композиция радиационной защиты (рис. 3) толщиной 31 см и поперечным сечением 100×100 см с коническим коллиматором исследовалась при трёх углах наклона защиты к

Рис. 2. Схема макета защиты на стенде ИИН в Курчатовском институте: — ПССБ-2, — Ст 3, — ПЭБ, — Pb, — бетон

Рис. 3. Схема эксперимента на стенде ЭНИН с наклонным падением нейтронов 14 МэВ на защитную сборку: — сталь, — полиэтилен, — бетон

оси коллиматора (47° , $66,7^\circ$ и $78,5^\circ$). Спектры нейтронов и γ -квантов в энергетических диапазонах соответственно 1,11—15 и 0,4—10 МэВ измерялись стильбеновым спектрометром в семи точках по толщине защиты. Эксперимент рассчитывался по программе MCNP с данными ENDL-85.

Расчёт в пределах ошибки эксперимента ($\sim 30\%$) воспроизводит измеренные спектры нейтронов для трёх рассмотренных углов наклона пучка нейтронов 14 МэВ к оси сборки. Расчётные спектры γ -квантов значительно отличаются от измеренных спектров. Энерговыделения от γ -квантов, оцененные по расчётным спектрам, приблизительно вдвое недооценивают соответствующие значения, вычисленные по измеренным спектрам.

Защита с щелями. Одной из ключевых конфигураций радиационной защиты ТЯР является модель с продольной по отношению к направлению распространения первичных нейтронов 14 МэВ щелью, соответствующей конструктивным зазорам шириной 5—20 мм в вакуумном корпусе и радиационной защите реактора. В качестве типичных рассматривались два материальных состава модели: однородный конструкционный материал и с долей воды $\sim 20\%$ (радиационная защита).

Рис. 4. Схема сборки для исследования защитных композиций в экспериментах на стенде МИФИ: ■ — ПЭ + В, ■ — сталь

Рис. 5. Щелевые защитные композиции в экспериментах на стенде МИФИ: однородная защита из железа (а), центральная щель 20 мм (б), щель 20 мм, сдвинутая на 20 или 60 мм (в), половина щели 20 мм (г), защита железо—полиэтилен с щелью 20 мм (д)

ниями термолюминисцентными детекторами в объеме сборки и на её задней поверхности.

Защита с центральной полостью. В экспериментах в Курчатовском институте [79] на моделях радиационной защиты железо—плексиглас толщиной 1 м с центральной полостью 30×30 см, пустой или содержащей наполненные водой каналы, имитировались характерные конфигурации, соответствующие участкам защиты с подводом через неё каналов теплоносителя к диверторным пластинам. В моделях

конструкционный материал и с долей воды $\sim 20\%$ (радиационная защита).

На стенде нейтронного генератора МИФИ исследовались модели щелевых композиций с материальными составами указанных типов на основе железа при общей толщине макета 400 мм, характерной для конструкции в проекте ИТЭР (рис. 4) [78]. Для возможности сравнительного анализа эффекта щелевого зазора рассмотрены различные варианты геометрии макета (рис. 5): сплошная защита (без щели), с прямой щелью разной ширины по всей толщине и на половине толщины защиты, а также со смещенной на половине толщины защиты щелью шириной 20 мм при смещениях её оси на 20 или 60 мм. В экспериментах измерялись распределения скоростей пороговых ядерных реакций $^{237}\text{Np}(n, f)$, $^{115}\text{In}(n, 2n)$, $^{56}\text{Fe}(n, p)$, $^{63}\text{Cu}(n, 2n)$, а также мощности поглощенной дозы в смешанных нейтронных и гамма-полях с помощью термолюминисцентных детекторов типа CaSO_4 и SrSO_4 . Расчёты проводились по программам BLANK и MCNP.

Результаты расчёта скоростей реакций, представляющих характерные группы потока нейтронов в диапазоне энергии нейтронов 1—14 МэВ с точностью до погрешности измерений $\sim 10\%$, согласуются с экспериментом по толщине защитных композиций и на их задней поверхности в поперечном к щели направлении. Расчёты распределений мощности поглощенной дозы γ -квантов в сплошной защите из железа и композициях с прямой щелью шириной 20 мм в железной и железоводной защитах также в пределах $\sim 10\%$ согласуются с измерениями термолюминисцентными детекторами в объеме сборки и на её задней поверхности.

(рис. 6) с помощью трековых детекторов измерялись распределения полного потока нейтронов в диапазоне энергии выше 0,1 МэВ в направлении, перпендикулярном оси сборки, а также в различных сечениях по толщине защиты. Результаты эксперимента в пределах его погрешности ~30% согласуются с расчётами по программам BLANK и MCNP во всех точках расположения детекторов.

Модель радиационной защиты ИТЭР. Модель внутренней радиационной защиты ИТЭР исследовалась в рамках домашнего задания ИТЭР Т-218 на «мокрой» сборке (рис. 7) на стенде с нейтронным генератором СНЕГ-13 (~10¹³ н/с [80]) в КЦ «Атомбезопасность». Она состояла из погружённых в воду пластин из нержавеющей стали с вертикальными экспериментальными каналами для детекторов измерений. Сзади макета располагался материальный имитатор катушки тороидального поля. Измерялись скорости активации детекторов ⁵⁸Ni(*n, p*), ⁵⁴Fe(*n, p*), ⁵⁶Fe(*n, p*), ²⁷Al(*n, α*), ¹⁹F(*n, 2n*) и γ-нагрев на оси сборки в радиальных каналах пластин и в имитаторе катушки. Расчёты по программе MCNP с данными FENDL-1 показали согласие с экспериментом в пределах 10—15% экспериментальной погрешности. Все эксперименты сведены в хронологическом порядке в табл. 1—3.

Рис. 6. Схема защитной сборки с полостью на стенде Курчатовского института: ■ — Ст. 3, ■ — плекс, ■ — вода

Рис. 7. Схема защитной сборки нержавеющей сталь—вода в экспериментах на установке СНЕГ-13 (КЦ «Атомбезопасность»)

Таблица 1. Интегральные эксперименты в простой геометрии

Год, институт	Материал	Геометрия	Исследуемые параметры	Метод эксперимента	Программа расчёта	Нейтронные данные	Согласие с расчётом	Литература
1	2	3	4	5	6	7	8	9
1985 ИРД, ИАЭ	Pb	Пластина 5, 15 см	Спектр утечки нейтронов	Мультисферы, стильбеновый спектрометр	BLANK	ENDL-75	10—40%	[32, 33]
1985 ИАЭ	U-238, Th-232, Be, Pb, Bi	Сфера 4/12, 3/13, 3/11, 3/12, 4/12 см	Размножение нейтронов	Полное поглощение (борный бак)	BLANK	ENDL-75	4%	[34, 35]
1987 ИАЭ	U-238 Th-232	Сфера 4/12, 6/13 см	Скорости реакций (<i>n, γ</i>), (<i>n, 2n</i>), (<i>n, f</i>)	Активация фольг	BLANK	ENDL-75	5—10%	[36]
1987 ИАЭ, ФЗИ	U-238 Be, Pb	Сфера 4/12, 6/11, 3/12 см	Спектры утечки нейтронов	Время пролёта	BLANK	ENDF/B4 ENDL-75 UKNDL	5—10%	[37]
1987 ТУД, ЦИЯИ, ИАЭ	Pb	Сфера 2,5/25 см	Спектр утечки нейтронов, полное размножение	Время пролёта (стильбен), счётчик протонов отдачи	ANISN MORSE BLANK TART	ENDF/B3 ENDF/B4 ENDF/B4 ENDL-82 ENDF/B4	10% 5% 10%	[59, 60]
1987 ТУД, ЦИЯИ, ИАЭ	U-238	Сфера 10/16 см	Спектр утечки нейтронов	Время пролёта (стильбен), счётчик протонов отдачи	ANISN MORSE BLANK	ENDF/B4 ENDF/B4 ENDL-75	10%	[57]
1989, ЭНИН, ИАЭ	Pb	Сфера 6/14 см	Спектр утечки нейтронов	Сцинтилляционный спектрометр	BLANK ANISN	ENDF/B4 ENDF/B4	5—30%	[53]
1989, ЭНИН, ИАЭ, НИКИЭТ	U-238 Li ₂ CO ₃	Сфера 10/14 см 3/16 см	Спектр утечки нейтронов	Сцинтилляционный спектрометр (стильбен, паратерфенил)	BLANK ANISN	ENDF/B4 ENDF/B4	5—30%	[54]
1991 КГУ	Be	Сфера 6/11 см	Спектр утечки нейтронов	Время пролёта (стильбен)	BLANK	ENDF/B4 JENDL-2 ENDL-78	10%	[52]

Окончание табл. 1

1	2	3	4	5	6	7	8	9
1997 ИАЭ	Be	Комбинированная сфера 2,5/5,7, 6,9, 9,7, 12,8, 15,3, 17,4, 22,3 см	Полное размножение	Борный банк	MCNP	FENDL-1	4%	[55, 56]
2001 ИАЭ, ВНИИЭФ, ФЭИ	V	Сфера 1,5/5, 12, 17 см	Спектры утечки нейтронов. и гам- ма, полное размножение	Время пролёта (стильбен, поли- стирол), газовый счетчик, борный бак	MCNP	FENDL-1 EFF Оценка ФЭИ	4%	[61—63]

Т а б л и ц а 2. Концептуальные эксперименты с макетами бланкетов

Год, институт	Материал	Геометрия	Исследуемые параметры	Метод эксперимента	Программа расчёта	Нейтронные данные	Согласие с расчётом	Литера- тура
1989 МИФИ, ИАЭ	Бланкет с ^{238}U	Блок 100/80/52 см	Наработка Т, ^{239}Pu , скорость реакций	Измерение Т, тре- ковые и активаци- онные детекторы	BLANK	ENDB/4	8—10%	[66, 68, 69]
1989 МИФИ, ИАЭ	Бланкет с Pb	Блок 100/80/52 см	Наработка Т, скорость реакций	Измерение Т, тре- ковые и активаци- онные детекторы	BLANK	ENDB/4	8—10%	[67]
1990 МИФИ, ИАЭ	Бланкет с ^{238}U и Pb	Блок 100/80/52 см	Наработка Т, скорость реакций	Измерение Т, тре- ковые и активаци- онные детекторы	BLANK	ENDB/4	8—10%	[70]
1992 ТУД, ИАЭ	Бланкет с ^{238}U	Блок 100/100/40 см	Наработка Т, ^{239}Pu , скорость реакций	Измерение Т	BLANK MCNP	ENDF/B4 ENDL-83	10%	[71]

Т а б л и ц а 3. Концептуальные эксперименты с макетами защиты

Год, институт	Материал	Геометрия	Исследуемые параметры	Метод эксперимента	Программа расчёта	Нейтронные данные	Согласие с расчётом	Литера- тура
1984 ИАЭ	Pb + ПЭ	Блок 140/120/53 см	Спектры нейтро- нов, скорость реакций	Стильбеновый спектрометр, акти- вационные фольги	BLANK Raduga	ENDL-75	10—20%	[73]
1985 ИАЭ	Fe	Блок 140/120/45 см	Спектры нейтро- нов, скорость реакций	Стильбеновый спектрометр, акти- вационные фольги	BLANK Raduga	ENDL-75	10—20%	[74]
1990 ЭНИН, ИАЭ	Fe, при разных углах падения	Блок 140/100/14 см	Спектры нейтро- нов и гамма	Сцинтилляцион- ный спектрометр (стильбен)	MCNP	ENDF/B4	35% (n) 50% (γ)	[75—77]
1992 ИАЭ, ИРД	Fe/плексиглаз с пустотами	Блок 140/80/100 см	Поток быстрых нейтронов	Трековые детек- торы	BLANK MCNP	ENDF/B4	30%	[79]
1993 МИФИ, ИАЭ	Fe, Fe/плексиглаз с щелями	Блок 140/100/40 см	Скорость реак- ций, мощность γ -дозы	Пороговые детек- торы, ТЛД	BLANK MCNP	ENDF/B4	5—7% 50%	[78]
1998 КЦ «А», ИАЭ	SS + H ₂ O	Сборка 100/100/100 см в баке с водой	Скорость реак- ций	Активационные фольги	MCNP	FENDL-1	10%	[81, 82]

Активационные эксперименты. Цитируемые далее интегральные эксперименты проводились для обоснования Европейской активационной системы EASY [83], принятой в проекте ИТЭР. Образцы материалов облучались на нейтронном генераторе высокой интенсивности СНЕГ-13 [80] (КЦ «Атомбезопасность»). С целью исследования возможной зависимости активации от энергии нейтронов вблизи 14 МэВ одновременно облучались два образца одного материала под углами 4 и 73° к пучку дейтронов, что соответствовало средним энергиям нейтронов 14,93 и 14,37 МэВ. Флюенсы нейтронов мониторировались ниобиевыми фольгами по реакции $^{93}\text{Nb}(n, 2n)^{92m}\text{Nb}$. Относительный вклад в полный поток в образце низкоэнергетических нейтронов составлял $\sim 10^{-5}$. В расчётах использовалась версия EASY-97 с 175-групповой библиотекой сечений в формате VITAMIN-J.

Активационные эксперименты проведены с отечественными и зарубежными образцами нержавеющей стали, ванадиевых сплавов и титана, литийсодержащих материалов, вольфрама и медного сплава (табл. 4). Расчётный анализ экспериментов проведён совместно с коллегами из Технического университета Дрездена.

Т а б л и ц а 4. Активационные эксперименты на стенде СНЕГ-13

Год	Материал	Литература
1998	10H9VFA, MANET	[84]
1998	10H9VFA, SS316, MANET-II, F82H	[85]
1999	SS316, MANET-II, F82H, V3Ti1Si, V4Ti4Cr, V5Ti2Cr	[86—88]
2001	SiC, Li ₄ SiO ₄	[89]
2001	EPH-0, VT-1-00, Ti(I), VNM-0, VNM-1, VTH-10-5, VTH-4-4, VTH-3-4	[90, 91]
2002	EUROFER-97	[92]
2004	W	[93, 94]
2004	CuCrZr	[95]

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотренный в обзоре 30-летний период охватывает этап наиболее активных инженерных разработок отечественных концепций ТЯР (ОТР, ДЕМО) с помощью самодостаточного набора разработанных в Курчатовском институте методик нейтронно-физического расчёта в сочетании с ядерными данными, обоснованными в интегральных экспериментах.

Достойно сожаления, что после переключения усилий отечественных исследователей инженерных аспектов ТЯР на иностранные проекты, сначала ИНТОР, затем ИТЭР, и перехода в связи с этим к использованию западных программ расчёта и нейтронных констант разработанные расчётные методики оказались невостребованными и не получили дальнейшего развития. Тем не менее накопленный при их использовании опыт расчётов в значительной мере способствовал пониманию физических процессов вblankете и защите ТЯР и выбору оптимальных концепций. Проведённые исследования интегральных экспериментов явились заметным вкладом в обоснование современных международных библиотек оцененных нейтронных данных и способствовали доведению точности предсказания нейтронно-физических характеристик ТЯР до современного уровня.

В цитированных работах принимали участие многочисленные отечественные и иностранные коллеги. Всем им автор выражает искреннюю благодарность за длительное плодотворное сотрудничество и дружескую симпатию.

REFERENCES

1. **Markovskij D.V., Shatalov G.E., Yan'kov G.B.** Influence of neutron constants on neutron-physical calculation of the thermonuclear reactor blanket. : Preprint IAE-2579, 1975 (in Russian).
2. **Kotov V.V., Maynard Ch., Markovskij D.V., Shatalov G.E.** Sensitivity analysis of hybrid reactor parameters to the nuclear data. : Preprint IAE-2817, 1977 (in Russian).
3. **Markovskij D.V., Shatalov G.E.** Neutron data for hybrid reactor calculations. — In: Proc. of IAEA AGM on Nuclear Data for Fusion Reactor Technology. Vienna, 11—15 Dec. 1978. IAEA-TECDOC-223, 1979, pp. 111—120.
4. **Markovskij D.V., Shatalov G.E.** The sensitivity of hybrid reactor characteristics to the secondary neutron spectra of inelastic reactions. — Atomnaya energiya (Atomic energy), 1980, vol. 49, issue 2, pp. 79—83 (in Russian).
5. **Markovskij D.V., Shatalov G.E.** On the application of neutron data in calculations of hybrid reactor blanket. Report on the IAEA consultants Meeting on nuclear data for fusion reactor Gaussig (GDR), 1—5 December 1986. IAEA-TECDOC-457, 1988, pp. 165—177 (in Russian).
6. **Borisov A.A., Markovskij D.V., Shatalov G.E.** On the structure of working constants for neutron-physical calculations of the blanket and FR protection by Monte Carlo method on the basis of estimated data files. — In the same place, IAEA-TECDOC-457, 1988, pp. 177—179 (in Russian).
7. **Markovskij D.V., Shatalov G.E.** On the constant support and software of neutron-physical calculations. Report at the 2nd phase session of the INTOR international working group, 21 May — 1 June 1984 (in Russian).
8. **Markovskij D.V.** Development Fusion Reactor. Basic parameters and state of neutron-physical research. Report at the international seminar of CMEA member-states experts «Neutron-physical and thermophysical studies for DFR project justification». Varna, 4—8 May 1987 (in Russian).

9. **Markovskij D.V., Orlov V.V., Shatalov G.E., Sherstnev K.B.** Thermonuclear reactors and neutron data requirements. Neutron physics. — In coll.: Materials of All-Union conference on neutr. physics. Kiev, September 1987. Vol. 1. — Moscow, 1988, pp. 33—40 (Transl. from Engl. IAEA INDC (SSR)-301/GF, pp. 5—13) (in Russian).
10. **Marin S.V., Markovskij D.V., Shatalov G.E.** Calculation of neutron fluxes and energy depositions in the thermonuclear reactor blanket. Report at the All-Union meeting on engineering problems of controlled thermonuclear fusion. Leningrad, 1974. — *Izvestiya Akademii nauk. Energetika i transport* (Proceedings of the Academy of Sciences. Energy and transport), 1975, № 6, pp. 78—82 (in Russian).
11. **Marin S.V., Markovskij D.V., Smirnov V.P., Shatalov G.E.** Some parameters of the thermonuclear reactor blanket with fissile material. — In the same place, pp. 67—72 (in Russian).
12. **Zakharova S.M., Sivak B.N., Toshinskiy G.I.** — Bulletin of the nuclear data Information centre. (Annex 1: Nuclear physical const. for react. calculation), issue 3. — M.: Atomizdat, 1967 (in Russian).
13. **Marin S.V., Markovskij D.V., Shatalov G.E.** Program for calculation of neutrons space-energy distribution in one-dimensional BLANK geometry. : Preprint IAE-2832, 1977 (in Russian).
14. **Marin S.V., Markovskij D.V., Shatalov G.E.** Program for calculation of neutrons space-energy distribution in one-dimensional geometry (modification of BLANK program).: Preprint IAE-3044, 1978 (in Russian).
15. **Marin S.V., Markovskij D.V., Pal'vanov V.Ch., Turbina T.A., Shatalov G.E.** Software package for calculation of one-dimensional problems of neutron and gamma-quantum transfer. Report on the 2nd All-Union conference on protection against ionizing radiation of nuclear-physical facilities. Moscow, MEPhI, 19—21 December 1978 (in Russian).
16. **Kozhevnikov A.N., Marin S.V., Markovskij D.V., Khrustalev A.V., Shatalov G.E.** MOCDIF — program for calculation of neutron field characteristics in one-dimensional geometry. Preprint IAE-2877, 1977 (in Russian).
17. **Marin S.V.** The program for calculating changes of isotopic composition in fusion reactor blanket (BURNFL) : Preprint IAE-3111, 1979 (in Russian).
18. **Zakharov L.N., Markovskij D.V., Frank-Kamenetskiy A.D., Shatalov G.E.** Power module FORTUN for calculations using the Monte-Carlo method with microconstants on the basis of the estimated data files. — VANT. Ser. Fizika i tekhn. yadernykh reaktorov (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Physics and techn. of nuclear reactors), 1981, issue 8(21), pp. 48—56 (in Russian).
19. **Vladimirova T.M., Il'yashenko A.S., Liman G.F., Markovskij D.V.** Physical modules in the MCU software package. Report at the 7th All-Union meeting «Monte Carlo method in computational mathematics and mathematical physics». Novosibirsk, 9—11 October 1985 (in Russian).
20. **Markovskij D.V.** Annotation of physical module FORTUN. — VANT. Ser. Fizika i metody rascheta yadernykh reaktorov (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Physics and methods of calculation of nuclear reactors), 1985, issue 7, pp. 66—67 (in Russian).
21. **Markovskij D.V., Borisov A.A.** Physical module FORTUN-88 for calculations using the Monte-Carlo method with microconstants on the basis of the estimated data files. : Preprint IAE-4774/5, 1989 (in Russian).
22. **Zakharov L.N., Markovskij D.V., Frank-Kamenetskiy A.D., Shatalov G.E.** Program of neutron microconstants formation for calculations by Monte Carlo method (NEDAM). : Preprint IAE-2994, 1978 (in Russian).
23. **Zakharov L.N., Markovskij D.V., Frank-Kamenetskiy A.D., Shatalov G.E.** Program of neutron microconstants formation for calculations by Monte Carlo method (NEDAM). — VANT. Ser. Fizika i tekhn. yadernykh reaktorov (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Physics and techn. of nuclear reactors), 1981, issue 8(21), pp. 42—47 (in Russian).
24. **Borisov A.A.** The program of neutron microconstants formation for calculations using the Monte-Carlo method on the basis of estimated data files in the format ENDF/B (CMOK). Report IAE № 40/5817, 1988 (in Russian).
25. **Borisov A.A., Markovskij D.V., Svechkopal A.N.** MCU application software package. Physical module for neutrons transfer simulation in a fast region. Report IAE № 36/6-128-89, 1989 (in Russian).
26. **Borisov A.A., Markovskij D.V., Svechkopal A.N.** MCU application software package. Verification of the physical submodule FORTUN as a part of MCU-1.2 in the calculations of critical assemblies. Report IAE № 40/6096, 1989 (in Russian).
27. **Markovskij D.V.** Program for calculation of neutron load distribution in the torus (TOR): Preprint IAE-4590, 1988 (in Russian).
28. **Markovskij D.V.** Program annotation for calculating the neutron load distribution in torus TOR. — VANT. Ser. Fizika i tekhn. yadernykh reaktorov (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Physics and techn. of nuclear reactors), 1988, issue 4, pp. 59—60 (in Russian).
29. **Markovskij D.V.** Calculation of nonscattered neutrons flux on the toroidal chamber surface using Monte Carlo method. — *Atomnaya energiya* (Atomic energy), 1989, vol. 66, issue 5, pp. 328—331 (in Russian).
30. **Markovskij D.V., Shatalov G.E., Gubanov V.B.** Neutron-physical calculation of some integral experiments in the 1-14 MeV range.: Preprint IAE-2932, 1977 (in Russian).
31. **Hansen L.F. et al.** Time spectra from spheres pulsed with 14-MeV neutrons. — *Nucl. Sci. Eng.*, 1969, vol. 35, pp. 227—239.
32. **Kralik M., Tikhy M., Spurny M., Kevrolev V.V., Markovskij D.V., Shatalov G.E.** Theoretical and experimental study of 14 MeV neutron passing through lead layers. Report № 145/84. Institute of radiation dosimetry of ChSAS, Prague, 1984 (in Russian).
33. **Kralik M., Tikhy M., Spurny M., Kevrolev V.V., Markovskij D.V., Shatalov G.E.** 14 MeV neutrons passing through the lead layers. Report № 177/85. Institute of radiation dosimetry of ChSAS, Prague, 1985 (in Russian).
34. **Zagryadskiy V.A., Kraynev M.I., Markovskij D.V., Novikov V.M., Chuvilin D.Yu., Shatalov G.E.** Measurement of 14-MeV neutron multiplication factor in spherical lead and bismuth assemblies by the total absorption method.: Preprint IAE-4197/8, 1985 (in Russian).

35. **Zagryadskiy V.A., Kraynev M.I., Markovskij D.V., Novikov V.M., Chuvilin D.Yu., Shatalov G.E.** Measurement of neutron leakage from U-238, Th-232 and Be spherical shells with a central 14-MeV source. : Preprint IAE-4222/8, 1985 (in Russian).
36. **Zagryadskiy V.A., Kraynev M.I., Markovskij D.V., Novikov V.M., Chuvilin D.Yu., Shatalov G.E.** Measurement of (n, p) , $(n, 2n)$, (n, f) processes rates in U and Th spheres normalized to one 14 MeV source neutron. Report at the international seminar of CMEA member-states experts «Neutron-physical and thermophysical studies for DFR project justification». Varna, 4—8 May 1987 (in Russian).
37. **Androsenko A.A., Androsenko P.A., Devkin B.V., Markovskij D.V. et al.** Study of the neutrons leakage spectra from beryllium, lead and uranium spheres at energy of 14 MeV. — In the same place (in Russian).
38. **Zagryadskiy V.A., Markovskij D.V., Novikov V.M., Chuvilin D.Yu., Shatalov G.E.** Data testing of neutrons materials-multipliers in integral experiments with 14 MeV source. Report at 4-th All-Union conference on FR engineering problems. Lenin-grad, 19—21 January. 1988 (in Russian).
39. **Zagryadskiy V.A., Kraynev M.I., Markovskij D.V., Novikov V.M., Chuvilin D.Yu., Shatalov G.E.** Measurement of neutron leakage from U, Th, Be, Pb spherical shells with 14 MeV central source. — Atomnaya energiya (Atomic energy), 1987, vol. 63, issue 1, pp. 48—50 (IAEA INDC (SSR)-301/GF, pp. 15—20) (in Russian).
40. **Zagryadskij V.A., Kraynev M.I., Markovskij D.V. et al.** Measurements of (n, γ) , $(n, 2n)$ and (n, f) process rates in uranium-238 and thorium-232 spheres normalised to one 14 MeV source neutron. — Kernenergie, 1988, vol. 31, pp. 427—429.
41. **Androsenko A.A., Zagryadskij V.A., Kraynev M.I., Markovskij D.V. et al.** Measurements and comparison with calculations of neutron leakage spectra from U, Pb, Be spheres with central 14 MeV neutron source. — Ibid., pp. 422—426.
42. **Zagryadskij V.A., Markovskij D.V., Novikov V.M. et al.** Integral 14 MeV-neutron source experiments with multiplying assemblies and verifications of calculated neutron transport. — In: Intern. Symp. on Fusion Nucl. Techn. Tokyo, April 10—15, 1988, p. 203; Fusion Eng. and Design, 1989, vol. 9, pp. 353—358.
43. **Markovskij D.V.** Neutron multiplication in lead in experiments with neutron generators. Report on the IAEA experts Meeting on neutron data library for FR. — INDC(NDC)-223/GF, 1989, pp. 138—150.
44. **Markovskij D.V., Borisov A.A.** Calculation of spherical models of lead with a source of 14 MeV neutrons. — Ibid., pp. 151—159.
45. **Zagryadskij V.A., Kraynev M.I., Markovskij D.V. et al.** Measurement of 14-MeV neutron multiplication factor in spherical lead and bismuth assemblies by the total absorption method. — Kernenergie, 1988, vol. 31, pp. 300—307.
46. **Zagryadskij V.A., Kraynev M.I., Markovskij D.V. et al.** Measurement of neutron leakage from U, Th and Be spherical assemblies with a central 14-MeV source. — Ibid., pp. 345—351.
47. **Bessonov S.I., Borisov A.A., Markovskij D.V. et al.** Measurement of a total flux of leakage neutrons from a lead sphere using the total absorption method. — In: XIX Intern. Symp. on Nucl. Physics — Nucl. Processes in Fusion Reactors. Gaussig (GDR), Nov. 6—10, 1989. ZFK-733, 1989, pp. 62—65.
48. **Zagryadskiy V.A. Markovskij D.V. et al.** Testing of neutron transfer calculations in multiplying assemblies based on the results of integral experiments with 14 MeV neutron source. Neutron-energy problems of thermonuclear installations. — In coll.: Collection of ENIN scientific proceedings, Moscow, 1989, pp. 84—94 (in Russian).
49. **Zagryadskiy V.A., Markovskij D.V., Novikov V.M., Chuvilin D.Yu., Shatalov G.E.** Total absorption method in multiplication factors measurements on 14-MeV neutrons.: Preprint IAE-4171/8, 1985 (in Russian).
50. **Zagryadskij V.A., Markovskij D.V., Novikov V.M. et al.** The total absorption method in measurements of 14-MeV neutron multiplication factors. — Kernenergie, 1988, vol. 31, pp. 237—242.
51. **Zagryadsky V.A., Markovskij D.V., Novikov V.M., Chuvilin D.Yu., Shatalov G.E.** Calculated neutron transport verifications by integral 14-MeV neutron source experiments with multiplying assemblies. — In: ISFNT-1. Tokyo, Japan, April 10—19, 1988; Fusion Eng. and Designs, 1989, vol. 9, pp. 353—358.
52. **Leshchenko B.E., Onishchuk Yu.N., Mel'nichenko A.B., Borisov A.A., Markovskij D.V., Chuvilin D.Yu.** Measurement of the neutron leakage spectrum from the beryllium sphere with a 14-MeV neutrons central source by the time-of-flight method. — VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion), 1991, issue 2, pp. 47—53 (in Russian).
53. **Vavilov A.V., Gotlib D.I. et al.** Experimental study of the thermonuclear neutrons leakage spectra from the lead sphere. — In coll.: Neutron-energy problems of thermonuclear installations. Collection of ENIN scientific proceedings, Moscow, 1989, pp. 120—123 (in Russian).
54. **Vavilov A.V., Gotlib D.I. et al.** Thermonuclear neutrons and secondary gamma quanta leakage spectra from uranium and lithium-containing spherical shells. — In the same place, pp. 124—144 (in Russian).
55. **Chuvilin D.Yu., Markovskij D.V., Zagryadskiy V.A., Simakov S.P.** Measurements and calculations of total neutron multiplication on a combined beryllium sphere with a 14 MeV neutron source. — VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion), 1997, issue 1—2, pp. 97—100 (in Russian).
56. **Chuvilin D.Yu., Markovskij D.V., Zagryadsky V.A., Simakov S.P.** Total leakage multiplication experiments and analysis on a combined beryllium sphere. — Fus. Eng. & Des., 1998, vol. 42, pp. 359—363 (Book of Abstracts, 22st SOFT, Helsinki, Finland, 9—13. Sept. 2002, pp. 343—348).
57. **Zaydel' K., Zelinger D., Streubel' G., Markovskij D.V. et al.** The neutron leakage spectra from a uranium sphere. Report at the international seminar of CMEA member-states experts «Neutron-physical and thermophysical studies for DFR project justification». Varna, 4—8 May 1987 (in Russian).
58. **Elfruth T., Seeliger D., Markovskij D.V. et al.** The neutron leakage spectrum from a uranium sphere fed with 14-MeV neutrons. — Kerntechnik, 1990, vol. 55, № 3, pp. 156—160.

59. Zaydel' K., Zelinger D., Streubel' G., Markovskij D.V. et al. Differential cross sections of lead neutrons emission and integral experiments on a lead spherical assemblies at the energy of impinging 14 MeV neutrons. — In the same place (in Russian).
60. Elfrut T., Seeliger D., Markovskij D.V. et al. The neutron multiplication of lead at 14-MeV neutron incidence energy. — AtomKernenergie, Kerntechnik, 1987, vol. 49, № 3, 121—125.
61. Blokhin A., Manokhin V., Markovskij D. et al. Evaluation and benchmarking of nuclear data of vanadium in integral experiments with 14-MeV neutrons. — VANT. Ser. Yadernye konstanty (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Nuclear constants), 2001, issue 2, pp. 76—81.
62. Markovskij D.V., Blokhin A.I., Chuvilin D.Yu., Zagryadsky V.A. et al. Integral benchmark experiments with 14-MeV neutrons for testing the nuclear data of vanadium. — In: Book of Abstracts, 22st SOFT, Helsinki, Finland, 9—13. Sept. 2002, p. 421; Fus. Eng. and Design, 2003, vol. 69, issue 1—4, pp. 419—423.
63. Blokhin A.I., Markovskij D.V., Zhitnik D.V., Zagryadskiy V.A., Livke A.V. et al. Integral benchmark experiments with 14 MeV neutrons for testing the nuclear data of vanadium. — VANT. Ser. Yadernye konstanty (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Nuclear constants), 2004, issue 2, pp. 44—51 (in Russian).
64. Orlov V.V. et al. Development fusion reactor. Sketch project. Vol. 1. Justification of DFR plasma and neutron parameters. IAE, inv. № 40/5494, 1985 (in Russian).
65. Rozhkov S.S., Shatalov G.E. Thorium in the Blanket of a Hybrid Thermonuclear Reactor. — In: Proc. U.S.-USSR Symp. Fusion-Fission Reactors. July 13—16, 1976, CONF-760733, 1976, p. 143.
66. Afanasiev V.V., Belevitin A.G., Khromov V.V., Romodanov V.L., Versilov Yu.M., Markovskij D.V., Shatalov G.E. Experiment on the hybrid model with uranium multiplier. — In: XIX Intern. Symp. on Nucl. Physics — Nucl. Processes in Fusion Reactors. Gaussig (GDR), Nov. 6—10, 1989, ZFK-733, 1989, pp. 34—37.
67. Afanasiev V.V. et al. Experiment on «pure» blanket model with lead multiplier. — ZFK-733, 1989, pp. 38—41.
68. Afanasiev V.V., Belevitin A.G., Versilov Yu.M. et al. Benchmark experiment on the thermonuclear reactor blanket model with uranium neutron multiplier. — Atomnaya energiya (Atomic energy), 1991, vol. 71, issue 5, pp. 417—422 (in Russian).
69. Afanasiev V.V., Belevitin A.G., Khromov V.V., Romodanov V.L., Versilov Yu.M., Markovskij D.V., Shatalov G.E. Benchmark Experiments and Analysis with Hybrid Reactor Blanket Mock-Ups: Preprint MEPhI 003-92, 1992; Fusion Benchmarks for Nuclear Data Validation Studies. INDC (NDS)-338, Dec. 1994.
70. Afanasiev V.V., Andreev M.I., Belevitin A.G., Romodanov V.L., Versilov Yu.M., Markovskij D.V. Calculational and Experimental Study of Mutual Influence of the Models of Outboard and Inboard Hybrid Reactor Blankets: Preprint MEPhI 019-95, 1995.
71. Elfruth T., Hebert D., Klose J., Markovskij D., Seidel K., Shatalov G., Stolz W., Unholzer S. Tritium production rate of LiAl blanket mock-up. — Fus. Techn., 1992, vol. 2, pp. 1346—1349.
72. Markovskij D.V., Svetchkopal A.N. Shielding experiments and analysis for substantiation of CTR projects. Report at the experts meeting on the ITER protection, 14—19 February 1990. ITER-IL-BL-4-0-6.
73. Bogomolov A.M., Bortash A.I., Kuznetsov V.S., Markovskij D.V., Talyzin V.M., Khvostionov V.E., Shatalov G.E. Study of the 14 MeV neutrons transfer in the model of fusion reactor protection.: Preprint IAE-4030, 1984 (in Russian).
74. Bortash A.I., Zimin S.A., Kuznetsov V.S., Markovskij D.V., Svetchkopal A.N. Experimental and calculating studies of neutron-physical models of fusion reactors radiation protection. — VANT. Ser. Fizika i tekhn. yadernykh reaktorov (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Physics and techn. of nuclear reactors), 1990, issue 4, pp. 28—32 (in Russian).
75. Markovskij D.V., Broder D.L., Gotlib D.I. et al. Study of neutron spectra behind an iron shield under slanting incidence of 14 MeV neutrons. — Experts meeting on the ITER protection, 14—19 February 1990, ITER-IL-BL-4-0-6.
76. Broder D.L., Belyusenko N.A. et al. Measuring of radiations passing through the protection element of fusion reactor (neutron oblique incidence on the iron-water protection). ENIN report № 38 of 21.09.1992 (in Russian).
77. Markovskij D.V., Svetchkopal A.N., Belusenko N.A., Broder D.L. et al. Simulation of 3-D Iron-Water Radiation Shield at Inclined Incidence of 14-MeV Neutrons: Preprint IAE-5747/8, 1994.
78. Afanasiev V.V., Andreev M.I., Belevitin A.G., Romodanov V.L., Markovskij D.V., Svetchkopal A.N. Benchmark Experiments and Analyses on Streaming of 14-MeV Neutrons in Iron and Iron-Water Radiation Shielding Mock-Ups with Slits: Preprint MEPhI, 004-94, 1994.
79. Konakov S.A., Markovskij D.V., Svetchkopal A.N., Chuvilin D.Yu., Turek K., Spurny F. Study of Fusion Shielding Neutronics in Experiments with Assembly, Containing Voids: Preprint IAE-5570/8, 1992; ISFNT-3, June 27—July 1, 1994, Los Angeles, Calif., Abstr., p. 39; Fusion Eng. and Design, 1995, vol. 28, pp. 566—570.
80. Kovalchuk V.D., Krasilnikov A.V. et al. Neutron Generator SNEG-13. Neutron and Photon Characteristics: Preprint IAE-5589/8, 1992.
81. Markovskij D.V., Kovalchuk V., Mostovoy V., Tereshkin V., Nekhai E., Nekhai V. ITER Shielding Neutronics Experiments and Analysis at Sneg-13 Facility. — In: Proc. of the 20th SOFT. Marseille, France, 7—11 Sept. 1998, Fus. Techn. vol. 2, p. 1251.
82. Markovskij D.V., Kovalchuk V., Mostovoy V., Tereshkin V., Nekhai V. Neutronics study of ITER shielding mock-up. — Plasma Devices & Operations, 1998, vol. 6, pp. 229—238.
83. Forrest R.A., Sublet J.Ch., Kopecky J. The European Activation System. — In: Proc. Intern. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology. Ed. by G. Reffo et al. Trieste, Italy, May 19—24, 1997, p. 1140.
84. Kovalchuk V.D., Mostovoy V.V., Tereshkin V.I., Markovskij D.V. Activation study at SNEG-13 facility of the candidate ferritic steel 10H9VFA. — Fus. Eng. & Des., 1998, vol. 42, pp. 343—348.
85. Kovalchuk V.D., Mostovoy V.V., Tereshkin V.I., Bobrovnik S.I., Markovskij D.V., Freiesleben H., Seidel K., Unholzer S. Experimental comparative study of stainless steels by 14 MeV neutrons. — Fus. Eng. & Des., 1998, vol. 38, pp. 475—478.

86. **Markovskij D.V., Forrest R.A., Fraysleben H., Kovalchuk V.D., Rikhter D., Zaydel' K., Tereshkin V.I., Unkhol'tser Z.** Experimental study of radioactivities induced in fusion reactor structural materials by 14 MeV neutrons. — VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion), 1999, issue. 2, pp. 72—81 (in Russian).
87. **Markovskij D.V., Forrest R.A., Freiesleben H., Kovalchuk V.D., Richter D., Seidel K., Tereshkin V.I., Unholzer S.** Experimental investigation of radioactivities induced in fusion reactor structural materials by 14-MeV neutrons ISFNT-5. *Fus. Eng. & Des.*, 2000, vol. 51—52, pp. 695—700 (Rome, Italy, Sept. 19—24, 1999).
88. **Richter D., Forrest R.A., Freiesleben H., Kovalchuk V.D., Kovalchuk Vi.D., Markovskij D.V., Seidel K., Tereshkin V.I., Unholzer S.** Measurement and analysis of radioactivity induced in steels and a vanadium alloy by 14-MeV neutrons. — *J. of Nucl. Mat.*, 2000, vol. 283—287, pp. 1434—1437.
89. **Seidel K., Forrest R.A., Freiesleben H., Kovalchuk V.D., Markovskij D.V., Richter D., Tereshkin V.I., Unholzer S.** Experimental investigation of radioactivity induced in the fusion power plant structural material SiC and in the breeder material Li_4SiO_4 by 14-MeV neutrons. — *Fus. Eng. & Des.*, 2001, vol. 58—59, pp. 585—590.
90. **Markovskij D.V., Forrest R.A., Kovalchuk V.D., Mostovoy V.V., Romanov P.V., Tereshkin V.I.** Experimental activation study of some Russian vanadium alloys with 14-MeV neutrons at SNEG-13 facility. — *Fus. Eng. & Des.*, 2001, vol. 58—59, pp. 591—594.
91. **Markovskij D.V., Forrest R.A., Kovalchuk V.D., Mostovoy V.V., Romanov P.V., Tereshkin V.I.** Experimental study of some vanadium alloys activation by 14 MeV neutrons at the SNEG-13 facility. — VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion), 2001, issue 1, pp. 57—60 (in Russian).
92. **Seidel K., Forrest R.A., Freiesleben H., Kovalchuk V.D., Markovskij D.V., Maximov D.V., Unholzer S.** Experimental investigation of radioactivity induced in the fusion power plant structural material in Eurofer and in other steels by D-T neutrons. — *J. of Nucl. Mat.*, 2002, vol. 307—311, pp. 1037—1041.
93. **Seidel K., Eichin R., Forrest R.A., Freiesleben H., Goncharov S.A., Kovalchuk V.D., Markovskij D.V., Maximov D.V., Unholzer S.** Integral activation experiment with tungsten. — Progress Report on Nuclear Data Research in the FRG, July 2003, NEA/NSC/DOC(2003) INDC(Ger)-049.
94. **Seidel K., Eichin R., Forrest R.A., Freiesleben H., Goncharov S.A., Kovalchuk V.D., Markovskij D.V., Maximov D.V., Unholzer S.** Activation experiment with tungsten in fusion peak neutron field. — *J. of Nucl. Mat.*, 2004, vol. 333, pp. 1629—1632.
95. **Eichin R., Adelhelm C., Blokhin A.I., Forrest R.A., Freiesleben H., Kovalchuk V.D., Markovskij D.V., Seidel K., Unholzer S.** Measurement and analysis of radioactivity induced in CuCrZr by D—T neutrons. — *J. of Nucl. Mat.*, 2004, vol. 329—333, pp. 1638—1642.

AUTHORS

Markovskij D.V. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; Markovskiy_DV@nrcki.ru

Received 17 May 2018
Problems of Atomic Science and Technology
Ser. Thermonuclear Fusion, 2018, vol. 41, issue 3, pp. 21—35