

УДК 621.039.665

РОЛЬ НЕЙТРОННЫХ РАСЧЁТОВ В РАЗРАБОТКЕ ОПТИЧЕСКИХ ДИАГНОСТИК ИТЭР

Р.С. Афанасенко^{1, 2, 4}, К.Ю. Вуколов^{1, 2, 3}, Д.К. Вуколов^{1, 2}, А.А. Морозов^{1, 2}

¹НИИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия

²Координационный центр «УТС-Центр», Москва, Россия

³Московский государственный технический университет им. Н.Э. Баумана, Москва, Россия

⁴Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Рассматривается методика нейтронных расчётов для диагностического оборудования термоядерного реактора ИТЭР. Отмечается важная роль этих расчётов на этапе проектирования диагностических систем, используемых в средах с радиационным облучением. Описывается процесс разработки диагностического оборудования и моделирования нейтронно-физических характеристик для установок с источником излучения в виде термоядерной плазмы. Проведён анализ современного программного обеспечения, используемого для определения нейтронных параметров различных установок, в том числе и для ИТЭР. Особое внимание уделено вопросу определения понятия статистической погрешности расчёта и способам уменьшения дисперсии расчётных величин. Приведены результаты моделирования полей γ - и нейтронного излучения, энерговыделения и повреждения материалов в области размещения спектроскопии водородных линий (СВЛ) диагностики, расположенной в экваториальном порту № 11 ИТЭР.

Ключевые слова: диагностика плазмы, нейтронные расчёты, СВЛ, ИТЭР.

ROLE OF THE NEUTRON CALCULATIONS ON THE DEVELOPMENT OF OPTICAL DIAGNOSTICS IN ITER

R.S. Afanasenko^{1, 2, 4}, K.Yu. Vukolov^{1, 2, 3}, D.K. Vukolov^{1, 2}, A.A. Morozov^{1, 2}

¹NRC «Kurchatov Institute», Russia, Moscow

²International Fusion Projects Coordinating Centre, Russia, Moscow

³Bauman Moscow State University, Russia, Moscow

⁴National Research Nuclear University MEPhI, Russia, Moscow

The technique of neutron calculations for diagnostic equipment of the ITER fusion reactor is considered. The important role of these calculations in the design of systems used in environments with radiation exposure is noted. Presented the process of development of diagnostic equipment and modeling of neutron-physical characteristics for the installation of radiation in the form of thermonuclear plasma. The modern software used to determine the neutron parameters of various installations, including for ITER. Particular attention paid to the definition of the concept of statistical calculation error and ways to reduce the calculated values. The results of the computational modeling of gamma-neutron fields, radiation energy release and DPA presented in the area of the diagnostic system of spectroscopy of hydrogen lines (H-alpha) located in the equatorial port No. 11 of ITER.

Key words: plasma diagnostics, neutron calculations, (HL) H-alpha, ITER.

DOI: 10.21517/0202-3822-2021-44-3-5-23

ВВЕДЕНИЕ

Оптические диагностики плазмы широко применяются на современных термоядерных установках (ТЯУ). Они позволяют измерять основные характеристики плазмы, такие как температура, плотность электронов и ионов, концентрация примесей, локальные электрические и магнитные поля и т.д. Вос требованность этих методов диагностики очень велика, но они не могут быть прямо, без доработок перенесены с существующих ТЯУ на экспериментальный токамак-реактор ИТЭР [1]. В нём возникают критические радиационные и электромагнитные нагрузки как на конструкционные, так и на диагностические компоненты. Кроме того, в ИТЭР выдвигаются более высокие требования к точности измерений и временному разрешению по сравнению с современными ТЯУ. Это обусловлено тем, что результаты измерений будут использоваться для контроля безопасности и управления реактором через системы обратной связи.

Основные задачи нейтронных расчётов — это оценка эффективности нейтронной защиты для снижения активации конструкционных материалов в зоне обслуживания элементов реактора ИТЭР и определение полей γ - и нейтронного излучения с целью проверки конструкторских решений на этапе проек-

тирования. Полученные в результате расчётов данные позволяют с помощью дополнительных расчётов определить активацию элементов конструкции и сопоставить её с требованиями к лицензированию ядерных установок, а также рассчитать радиационные нагрузки и степень радиационного повреждения материалов.

Одна из главных причин для доработки архитектуры современных диагностик с целью применения их на ИТЭР заключается в действии радиации на оптические и другие элементы конструкции, которые будут менять свои свойства под интенсивным γ - и нейтронным излучением из термоядерной плазмы. В частности, пропускающие элементы (линзы, окна, призмы, фильтры и оптические волокна), которые нужны для сбора излучения из плазмы и доставки его к детекторам, быстро теряют пропускание, особенно в УФ-области спектра. Причиной этих потерь является наведённое оптическое поглощение (НОП) в оптических стёклах и оптических волокнах, которое возникает из-за образования в стекле под облучением центров окраски [2, 3]. Кроме того, под действием радиации многие марки стекла сами становятся источниками излучения [2, 4] вследствие эффектов радиолуминесценции и (или) Черенкова.

Направления исследований по радиационным проблемам в разработке оптических диагностических систем ИТЭР. Надёжная работа оптических диагностик на ИТЭР может быть обеспечена за счёт применения радиационно-стойких элементов и (или) эффективной радиационной защиты, которая значительно уменьшает потоки излучения из плазмы. Для решения этих задач необходимо рассчитать радиационные поля в местах размещения оптических элементов, выбрать радиационно-стойкие оптические материалы (стёкла), определить уровни их допустимого облучения. В связи с этим практически с самого начала разработки диагностических систем для ИТЭР возникло три направления исследований.

Первое направление исследований — это расчёты радиационных нагрузок (потоки нейтронов и гамма-излучения) в оптических элементах и детекторах в ИТЭР. Такие расчёты проводятся методом Монте-Карло с использованием специализированных численных кодов и библиотек данных по сечениям ядерных процессов. Методика расчётов и их результаты в экваториальном порт-плаге ИТЭР изложены далее. Одни из первых опубликованных результатов нейтронно-физических расчётов представлены в работе [5].

Для получения достоверных результатов в расчётах радиационной обстановки диагностические системы и конструкции ИТЭР, в которых они размещаются, должны быть детально проработаны, включая материалы, размеры и геометрию размещения отдельных элементов. Так как конструкторская разработка установки и диагностических систем идёт постепенно, то и радиационная обстановка всё время уточняется. В настоящее время созданы трёхмерные модели конструкций ИТЭР с интеграцией в них диагностических систем, что позволяет сделать расчёты гамма-, нейтронных полей с точностью менее 10% внутри вакуумной части установки. Результаты нейтронно-физического анализа позволяют доказать соответствие конструкции диагностики требованиям ядерной безопасности и механической прочности под действием радиационных нагрузок. Кроме того, информация о полях γ - и нейтронного излучения даёт возможность обосновать требования для радиационных тестов материалов в ядерных реакторах или в других источниках радиационного излучения.

Второе направление — это исследования радиационной стойкости оптических материалов и испытания критических элементов диагностик. Первые эксперименты [4, 6] были выполнены при высоких уровнях радиации в расчёте на большие нагрузки в условиях ИТЭР. В результате облучения в ядерном реакторе до флюенса нейтронов $6 \cdot 10^{19}$ н./см², где нейтронные потоки достигали значения $8 \cdot 10^{13}$ н./(см²·с), выяснилось, что в видимой области только чистое кварцевое стекло может выдержать длительное интенсивное облучение, а в УФ-области даже оно быстро теряет пропускание. Следующие испытания делались уже при реалистичных радиационных нагрузках [3, 7], но оказалось, что ситуация для чистого кварцевого стекла при снижении нагрузки меняется слабо, в основном на границе пропускания в УФ-области. А вот для стёкол, содержащих примеси (например, флинтты), и для оптического волокна [8, 9] результаты облучения сильно зависят от флюенса и спектра нейтронов, а также от мощности дозы облучения (потока частиц).

В инфракрасной и видимой области спектра у чистого кварцевого стекла в результате облучения пропускание практически не изменяется, а в УФ-области стекло и оптическое волокно становятся непрозрачными [3, 7, 8]. На основе испытаний был сделан вывод, что для сбора и передачи света из плазмы лучше

использовать зеркала, а пропускающую оптику следует размещать как можно дальше от плазмы и максимально защищать от радиации. Для достоверности результатов следует проводить радиационные тесты в условиях, максимально приближенных к тем, которые будут реализованы в ИТЭР.

Третье направление исследований — это разработка и создание нейтронной защиты, которая прежде всего необходима для обеспечения радиационной безопасности. Нейтронные расчёты показали, что совмещение в порт-плагах ИТЭР железобетонной защиты и блоков из карбида бора, а также использование перископических каналов для сбора излучения из плазмы позволяют выполнить требования по безопасности для ядерных установок. Радиационная обстановка на вакуумной границе и за ней становится уже не такой критичной. Здесь может находиться основная зона размещения элементов и детекторов систем диагностики плазмы. Для снижения интенсивности облучения можно использовать локальную нейтронную защиту, экранирующую оптические элементы.

Изменения в конструкции оптических систем ИТЭР, обусловленные радиационными проблемами. В процессе эксплуатации установки в D—T-режиме происходит активация конструкционных материалов, т.е. образование в них радиоактивных изотопов. Реактор ИТЭР, являясь термоядерной установкой, должен соответствовать требованиям ядерной безопасности, принятым во Франции, а именно в соответствии с нормами радиационной безопасности контактная мощность дозы в конструкционных материалах на вакуумной границе на 12-й день после остановки реактора ($\sim 10^6$ с) не должна превышать 100 мкЗв/ч. Это условие должно выполняться в течение всего срока эксплуатации ИТЭР ($2 \cdot 10^7$ с). Требование к максимально возможному уровню активации обусловлено необходимостью обеспечения безопасной работы персонала при обслуживании систем реактора ИТЭР. Возможность соответствовать этому требованию определяется эффективностью нейтронной защиты и правильным выбором материалов конструкций. Для оптических диагностик это накладывает ограничения на выбор конструкционных материалов с наименьшим содержанием ^{60}Co , ^{63}Nb и ^{181}Ta , которые вносят существенный вклад в активацию на временной шкале порядка 10 лет. Кроме того, нейтронная защита, созданная для выполнения этого требования, выполняет и функцию ослабления радиационных потоков на оптические элементы диагностик плазмы.

В процессе проектирования установки выполняются расчёты потоков нейтронного- и γ -излучения, что позволяет оценить эффективность нейтронной защиты и выбранных конструкторских решений требованиям по ядерной безопасности. Если расчёты показывают, что требования не выполнены, защита модернизируется, а расчёты радиационных полей и активации материалов проводятся повторно. Изменения в конструкцию вносятся до тех пор, пока требования безопасности не будут выполнены. Однако в некоторых случаях (бланкетные модули, первая стенка и т.д.), когда проектные решения приходят к пределу эффективности при прочих многочисленных ограничениях, рабочая зона переводится в недоступную для персонала, где должны работать роботы и/или сокращается рабочее время.

Таким образом, изменения в конструкции ИТЭР, обусловленные радиационными проблемами, являются вынужденными и приводят к увеличению стоимости проекта и усложнению конструкции. Как правило, при этом страдают такие характеристики диагностик плазмы, как точность измерений, пространственное и временное разрешение. Это связано с тем, что для снижения нейтронного потока приходится уменьшать телесный угол сбора излучения и максимально удалять оптические элементы от плазмы, что снижает полезный сигнал (поток фотонов на детектор). Однако без этих изменений диагностики просто не смогли бы функционировать как по физическим причинам (деградация характеристик оптики, слишком высокий фон от гамма-, нейтронных потоков на детектор), так и по формальным причинам (нарушение требований безопасности). В качестве типичных примеров сделанных изменений в конструкции порт-плагов и диагностик плазмы можно перечислить следующие: удлинение колен в нейтронной защите, сдвиг входного зрачка вглубь порт-плага, облегчение стальной части защиты и максимальное заполнение пустот более лёгким, не уступающим в эффективности материалом, уменьшение телесного угла сбора излучения для расширения зоны защиты, водяное охлаждение отдельных элементов диагностических систем, подверженных критическим радиационным нагрузкам.

Настоящая статья посвящена описанию методики и результатам нейтронных расчётов для оптических диагностик плазмы в ИТЭР и отражает роль нейтронных расчётов в процессе их разработки.

РАЗРАБОТКА ОПТИЧЕСКИХ ДИАГНОСТИК ИТЭР

Описание нейтронных расчётов для оптических диагностик в ИТЭР сделано на примере «Спектроскопии водородных линий и примесей» (СВЛ), которая входит в комплект поставки оборудования Российской Федерации к первой плазме ИТЭР (2026 г.). Диагностический комплекс СВЛ [10] размещается в двух экваториальных портах (ЭП) ИТЭР и включает в себя три канала наблюдения. СВЛ решает несколько ключевых задач для управления реактором, включая обеспечение его безопасности.

Во-первых, СВЛ-диагностика основана на измерении интенсивности линий изотопов водорода и примесей в пристеночной плазме в спектральном диапазоне 450—700 нм. Это позволяет контролировать интенсивности свечения примесей в плазме ИТЭР (Be, W, C, O, Ne, Ar). Во-вторых, СВЛ-диагностика определяет момент перехода из L- в H-моду [11], что является важным для управления режимом работы реактора. В-третьих, она позволяет измерять потоки и концентрации изотопов водорода вдоль полоидального обхода в пристеночной области плазмы, анализируя форму выбранной спектральной линии. Важной задачей СВЛ-диагностики является измерение на периферии плазменного шнура изотопного отношения, т.е. отношения плотности водорода и дейтерия, трития и дейтерия. Регистрация свечения α -линии бальмеровской серии изотопов водорода ($\lambda = 656$ нм) осуществляется с помощью спектрометра высокого разрешения [12], который позволяет разрешить изотопное смещение водорода, дейтерия и трития. Отметим, что изотопное отношение для центральной плазмы в ИТЭР выполняется с помощью диагностики NPA (Neutral Particle Analyzer — анализатор нейтральных частиц) [13].

Для доступа в вакуумную камеру систем откачки, нагрева и диагностики плазмы между тороидальными катушками магнитного поля вставлены патрубки (порты) на верхнем, экваториальном и нижнем уровне. Конструкцией реактора ИТЭР предусмотрены 18 ЭП, в которых для защиты от нейтронов устанавливаются заглушки (порт-плаг). Порт-плаг состоит из трёх блоков, называемых диагностическими защитными модулями (ДЗМ), а

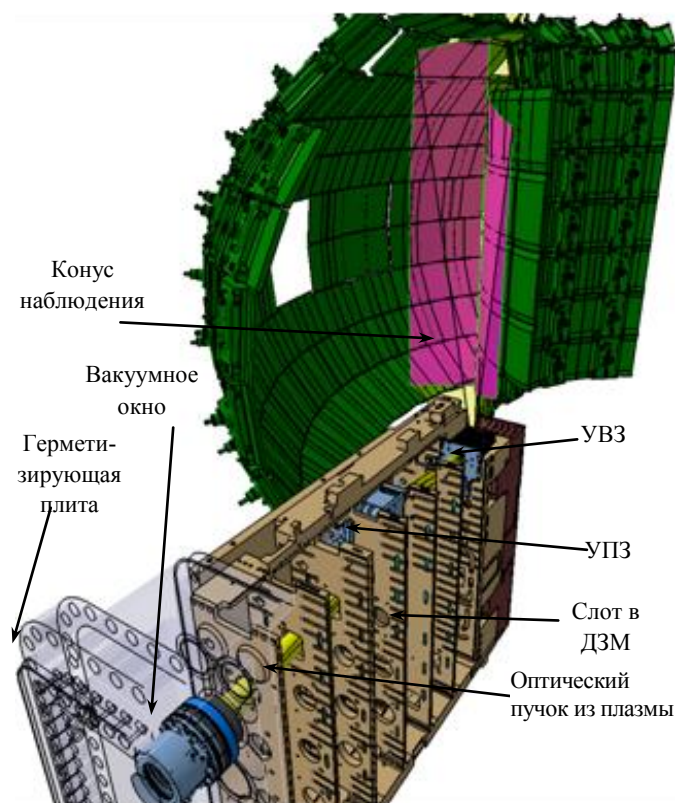


Рис. 1. Трёхмерное изображение первого ДЗМ в ЭП 12 реактора ИТЭР и размещения в нём канала С0 СВЛ-диагностики. Розовым цветом показана область наблюдения СВЛ на внешней и внутренней стенке вакуумной камеры. На рисунке для передачи изображения ось обзора наклонена относительно горизонта вниз

каждый ДЗМ разделён на ячейки (слоты) длиной 300 мм, к стенкам которых крепятся оборудование и нейтронная защита.

Три канала регистрации СВЛ-диагностики расположены в ЭП 11 (АО и ВО) и 12 (СО):

— АО: ЭП 11 обозревает нижнюю часть внутренней стенки вакуумной камеры;

— ВО: ЭП 11 обозревает верхнюю часть внутренней стенки;

— СО: ЭП 12 обозревает тангенциально внешнюю часть стенки с захватом части внутренней стенки вакуумной камеры. Вместе три канала обеспечивают полный полоидальный охват стенки камеры, что требуется для измерений. Конструкциями трёх каналов СВЛ-диагностики сделаны подобными для стандартизации элементов с целью упрощения конструкторского проекта и изготовления (в передней части располагается собирающий свет узел входных зеркал (УВЗ), в толще защиты устанавливается узел промежуточных зеркал (УПЗ)).

На рис. 1 показан канал С0, размещённый в ЭП 12. Канал С0 расположен в первом ДЗМ, его конус наблюдения направлен на внешнюю стенку вакуумной камеры.

Расположение компонентов диагностики СВЛ в первом ДЗМ ЭП 12 (канал С0, оборудование СВЛ выделено фиолетовым цветом) показано на рис. 2. На рисунке показано, как световой пучок, собираемый из плазмы, распространяется от диагностической первой стенки (ДПС) через порт-плаг к вакуумному окну, а также показана соседняя диагностическая система WAVS (Wide — Angle View System — системы широкоугольного обзора) [14].

У канала С0 в ЭП 12 ось наблюдения направлена тангенциально на внешнюю стенку, но в телесный угол (конус) наблюдения попадает и часть внутренней стенки вакуумной камеры. Канал образует большой вырез в теле ДПС (см. рис. 1), через который высокоэнергичные нейтроны могут беспрепятственно проникать до «входных» оптических зеркал диагностики, объединённых в едином узле. Общий вид УВЗ СВЛ-диагностики в ЭП 12 показан на рис. 3. Свет из плазмы попадает на входной зрачок, за которым расположено сферическое зеркало М1, которое направляет излучение на плоское зеркало М2, смещённое в горизонтальной плоскости. Зеркала М1 и М2 крепятся к молибденовому корпусу УВЗ, материал зеркал — молибден. Вокруг зеркал смонтирована сетка системы очистки, которая позволяет удалять загрязнения в виде материала первой стенки бериллия с поверхности зеркал, распыляя их поверхность в аномальном тлеющем разряде.

Для увеличения угла обзора плазмы и первой стенки камеры УВЗ размещён в 50 см от плазмы сразу за ДПС. Из-за близости расположения УВЗ к плазме возникают серьёзные радиационные нагрузки на элементы его конструкции и зеркала.

Отражаясь от зеркала М2, световой поток из УВЗ идёт на алюминиевые зеркала М3 и М4 (см. рис. 2), расположенные внутри узла промежуточных зеркал (УПЗ). Эти зеркала образуют перископ, смещающий ось сбора излучения из плазмы и формирующий лабиринт в защите на пути потока радиации вдоль порта наружу реактора, что позволяет исключить прямой пролёт высокоэнергичных нейтронов. Такой способ размещения оптических компонентов существенно снижает нейтронные нагрузки [15] как на отдельные элементы диагностики, так и на все элементы конструкции после УПЗ.

Результаты расчётов нейтронных и тепловых нагрузок в ЭП 12 были рассмотрены в [16]. Здесь будут детально рассмотрены два канала СВЛ, размещённые во втором ДЗМ ЭП 11, и проведено сравнение

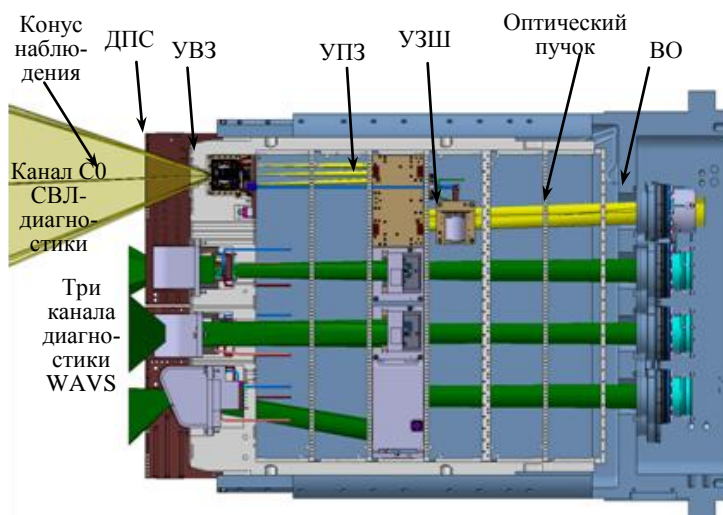


Рис. 2. Размещение СВЛ-диагностики в ЭП 12 установки ИТЭР: жёлтым цветом показана апертура, в которой собирается зеркалами излучение из плазмы; блоки защиты не показаны; ДПС — диагностическая первая стенка; УВЗ — узел входных зеркал; УПЗ — узел промежуточных зеркал (зеркала М3, М4); УЗШ — узел защитной шторки; ВО — вакуумное окно

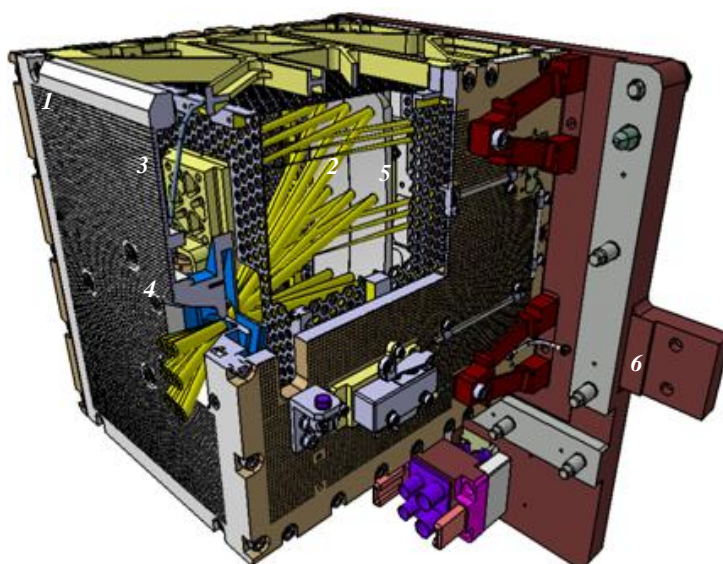


Рис. 3. Общий вид УВЗ СВЛ-диагностики в ЭП 12. Сделан вырез в боковой стенке для обзора распространения световых пучков: жёлтым цветом показаны пучки собираемого из плазмы излучения; 1 — передняя стенка корпуса УВЗ; 2 — зеркало М1; 3 — зеркало М2; 4 — входной зрачок; 5 — система очистки; 6 — стальная плита крепления УВЗ

результатов расчётов для ЭП 11 и ЭП 12. На рис. 4 показаны два канала СВЛ-диагностики А0 и В0 в ЭП 11, выделенные фиолетовым цветом. Между ними располагается канал НРА-диагностики, представляющий собой полую трубу, которая идёт от ДПС через порт-плаг и межпортовое пространство до припортовой камеры. Коллиматор НРА-диагностики в защитном материале порта позволяет проникать высокоэнергичным нейтронам вглубь ДЗМ, тем самым ухудшая нейтронную обстановку в портовой ячейке.

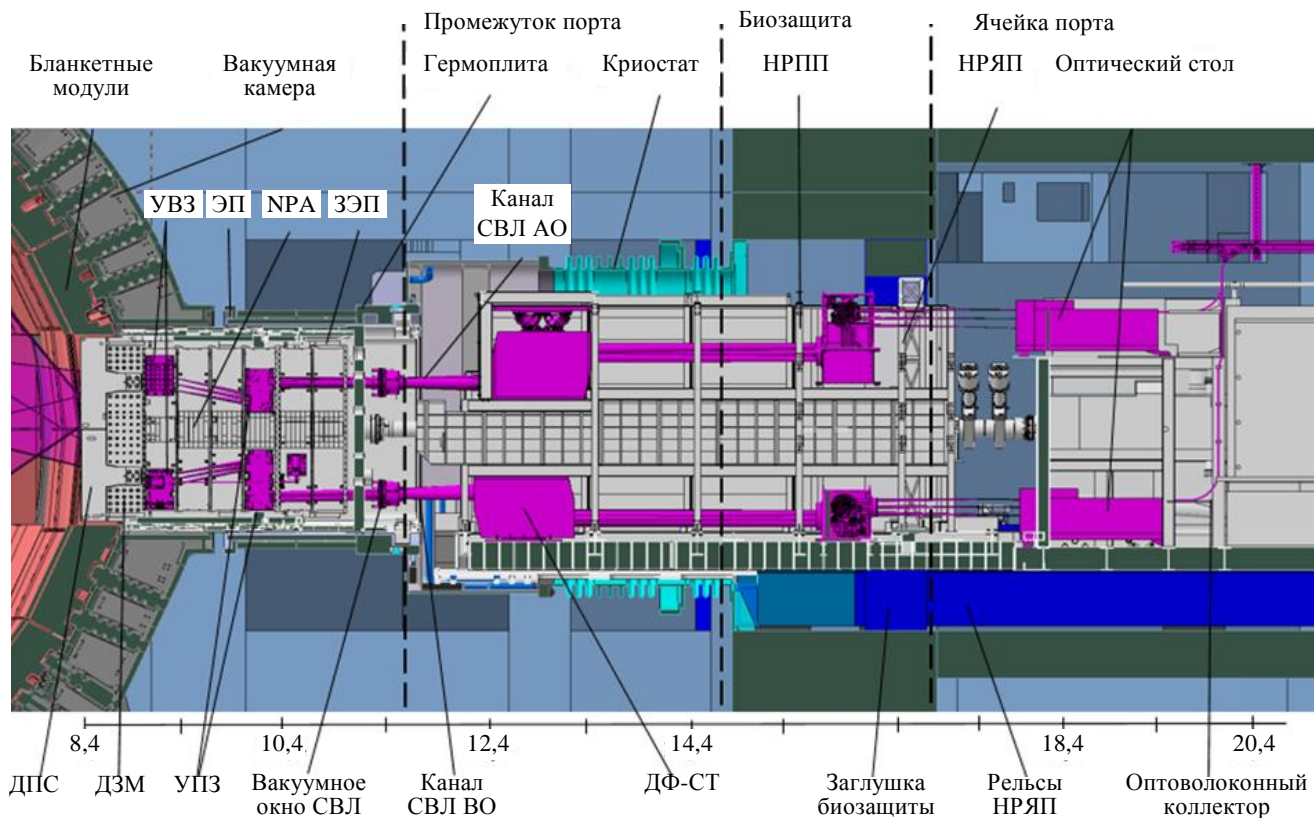


Рис. 4. Два канала СВЛ-диагностики А0 и В0 и НРА-труба во втором ДЗМ ЭП 11 (блоки защиты не показаны): линейка указывает расстояние от оси тора в метрах; ЭП — экваториальный порт; УВЗ — узел входных зеркал; УПЗ — узел промежуточных зеркал (зеркала М3, М4); ЗЭП — заглушка экваториального порта; НРПП — несущая рама в промежутке порта; НРЯП — несущая рама в ячейке порта; ДФ-СТ — длиннофокусный спектральный телескоп

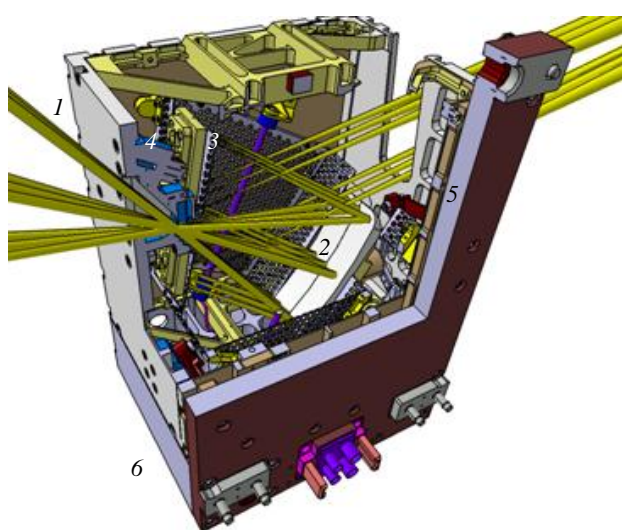


Рис. 5. Общий вид УВЗ-канала В0 СВЛ-диагностики в ЭП 11. Сделан вырез в боковой стенке для обзора распространения световых пучков: жёлтым цветом показаны пучки собираемого из плазмы излучения; 1 — передняя стенка корпуса УВЗ; 2 — зеркало М2; 3 — система очистки; 4 — зеркало М1; 5 — стальная плита крепления УВЗ; 6 — нижняя стальная защитная плита

УВЗ — наиболее подверженный нейтронным нагрузкам элемент СВЛ-диагностики размещён в первом слоте второго ДЗМ в обоих каналах А0, В0. Эти узлы имеют схожую конструкцию. 3D-модель УВЗ с зеркалами М1 и М2 в канале В0 показана на рис. 5. Стальные защитные плиты сверху и снизу УВЗ служат дополнительной защитой от нейтронного потока. Как видно на рис. 5, в ЭП 11 так же, как и в ЭП 12, сферическое зеркало М1 и плоское М2 объединены внутри УВЗ в каждом из двух размещённых в ЭП 11 каналов наблюдения СВЛ.

В четвёртом слоте ЭП 11 для обоих каналов на стальной плите крепления размещены УПЗ (см. рис. 4). Их конструкция также очень близка и состоит из защитного стального корпуса и пары зеркал М3 и М4. В канале В0 блок привода УЗШ смещён в пятый слот, в канале А0 он находится в четвёртом слоте, но на рис. 4 не виден, так как закрыт корпусом УПЗ.

МЕТОДИКА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОГО АНАЛИЗА

Анализ радиационного воздействия на элементы диагностического оборудования является одним из ключевых пунктов в процессе разработки систем диагностики плазмы для реактора ИТЭР. Поток нейтронов энергией 14 МэВ из D—T-плазмы способен глубоко проникать в здание реактора, где располагаются диагностическое оборудование и рабочий персонал. Под действием нейтронного облучения конструкционные материалы активируются, а также подвергаются разрушению за счёт смещения атомов в кристаллической решётке. Даже на остановленном реакторе активированные материалы будут выделять большое количество энергии в процессе радиационного распада изотопов, что является опасным фактором для персонала реактора.

Коды для расчёта транспорта нейтронов. В ИТЭР для расчётов официально принят прецизионный код MCNP (Monte-Carlo N-Particle Code) [17], так как в настоящее время он является наиболее проработанным, постоянно обновляемым и хорошо себя зарекомендовавшим программным обеспечением за долгие годы тестирования, начиная с середины XX века. Большинство других кодов (Geant-4 [18], SuperMC [19], TRIPOLI [20], MCU [21]), предназначенных для расчётов взаимодействия нейтронов с веществом, работают на основе того же метода Монте-Карло, что и MCNP, но эти коды развиты меньше, так как MCNP имеет значительно большую экспертную поддержку, вследствие этого ИТЭР поддерживает данный формат модели установки и здания. Для применения альтернативных кодов нейтронного моделирования необходимо подготовить и протестировать базы данных ядерных микросечений для нейтронов и γ -квантов с высокими энергиями порядка 14 МэВ, а также адаптировать или создать с нуля глобальную нейтронную модель реактора ИТЭР.

Нейтронно-физический код обрабатывает произвольную трёхмерную конфигурацию материалов в конечных элементах модели, ограниченных заданными поверхностями (ячейка расчётной модели). В расчётах используются данные для сечений взаимодействия из библиотек ядерных микроконстант. В этих библиотеках сечения ядерных реакций заданы в определённом диапазоне энергий нейтронов или γ -квантов (например, FENDL 3.1 [22] — библиотека нейтронных сечений до 60 МэВ, библиотека для γ -квантов от 1 кэВ до 50 МэВ или ENDF/B-VII [23]). Для γ -квантов код позволяет учитывать некогерентное и когерентное рассеяние, возможность флуоресцентного излучения после фотоэлектрического поглощения и поглощения при образовании электрон-позитронной пары. Процессы переноса электронов/позитронов учитывают угловое отклонение через многократное кулоновское рассеяние, потерю энергии при столкновении с опциональным рассеянием и производство вторичных частиц, в том числе К-рентгеновских лучей, электронов смещения, тормозное излучение и γ -лучи от аннигиляции позитронов в состоянии покоя. Электронный транспорт не учитывает влияния внешних или индуцированных электромагнитных полей.

Код MCNP моделирует взаимодействие нейтронов с веществом с помощью учёта вероятности событий (разыгрывание множества историй ядерных взаимодействий) методом Монте-Карло. Под методом Монте-Карло понимается численный метод решения математических задач с помощью моделирования случайных величин [24]. У каждой случайной величины есть ошибка, в нашем случае это статистическая ошибка расчёта. Статистическая ошибка (R) в нейтронных расчётах кода MCNP приводится в выходном файле и представляет собой оценочную относительную ошибку, определяемую как стандартное отклонение среднего $S_{\bar{x}}$, делённое на расчётное среднее \bar{x} :

$$R = \frac{S_{\bar{x}}}{\bar{x}}. \quad (1)$$

Ошибка R пропорциональна $\frac{1}{\sqrt{N}}$, где N — количество разыгрываемых историй:

$$R \sim \frac{1}{\sqrt{N}}. \quad (2)$$

Расчётное среднее значение исследуемой величины \bar{x} определяется следующим выражением:

$$\bar{x} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N x_i, \quad (3)$$

где x_i — значение x для i -й истории моделирования. Для большого числа историй стандартное отклонение среднего $S_{\bar{x}}$ выглядит следующим образом:

$$S_{\bar{x}} = \sqrt{\frac{S^2}{N}}, \quad (4)$$

где S^2 называется стандартным отклонением x и имеет вид

$$S^2 = \frac{\sum_{i=1}^N (x_i - \bar{x})^2}{N - 1} \approx x^2 - \bar{x}^2; \quad (5)$$

$$\overline{x^2} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N x_i^2. \quad (6)$$

Таким образом, под статистической ошибкой понимается неопределённость в оценке истинного значения измеряемой величины, которая возникает из-за того, что несколько повторных измерений тем же самым методом дают различающиеся результаты. Она тесно связана с объёмом статистики (количеством историй): обычно чем больше проведено испытаний, тем меньше статистическая погрешность и тем точнее результат измерения. В нашем случае очень важную роль в уровне статистической ошибки играет расстояние от исследуемого образца до источника нейтронов — плазмы. Для внутривакуумных систем ИТЭР ошибка расчёта R не превышает 10%.

Нейтронные расчёты в ИТЭР выполняются с использованием официальной модели реактора C-Model R181031 REV. 190715 issued 15/07/2019 [25] (далее C-Model). Это трёхмерная конструкторская CAD-модель тороидального 40°-ного сектора ИТЭР (1/9 часть реактора ИТЭР) с его основными конструкциями, включая порты (один центральный и по половине слева и справа для учёта граничных условий), полученная с помощью программного комплекса Super MC, позволяющего конвертировать конструкторские CAD-файлы в среду MCNP для использования в нейтронных расчётах.

Внешняя граница C-Model проходит по криостату и биологической защите. В модель могут быть внесены дополнительные элементы, отражающие размещаемые в установке устройства и конструкции. На рис. 6 показан общий вид конструкторской модели расчётного сектора C-Model. Красным цветом выделена область экваториальных портов, для которой делались описанные здесь расчёты. Например, для расчётов радиационного воздействия в область экваториального порт-плага добавлены все компоненты диагностической системы СВЛ, задана геометрия их размещения (УВЗ, УПЗ, УЗШ и др.), а также материалы, из которых они изготовлены. Что каса-

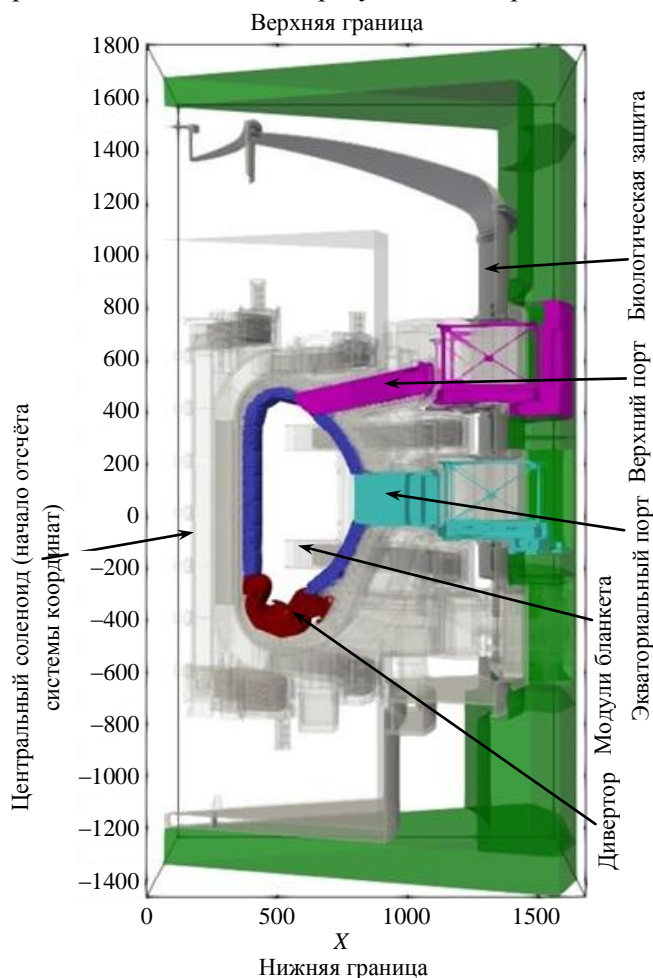


Рис. 6. Конструкторская CAD-модель 40°-ного сектора ИТЭР, используемого для нейтронных расчётов. Размеры по осям координат даны в сантиметрах, различными цветами указаны основные элементы реактора: ■ — биологическая защита; ■ — верхний порт; ■ — экваториальный порт; ■ — blanketные модули; ■ — дивертор

ются остальных — первого и третьего ДЗМ, то они заполнены диагностическими системами в соответствии с техническим заданием для ЭП 11.

Распределение нейтронного излучения (источник нейтронов) в плазме ИТЭР зависит от распределения плотности и температуры плазмы, которые имеют достаточно сложные пространственные зависимости. Источник нейтронов смоделирован с учётом параметров плазмы и геометрии плазменного шнура для базового сценария ИТЭР с максимальной термоядерной мощностью D—T-реакции 500 МВт при токе 15 МА. Его форму, описание и распределение, нацеленное прежде всего на оценку радиационной безопасности, задаёт центральная команда Международной организации ИТЭР [26], и, таким образом, во всех расчётах источник нейтронов стандартизирован и не подлежит изменению. Это позволяет сравнивать результаты расчётов, сделанные в разных домашних командах.

В высокотемпературной плазме ИТЭР в результате реакций D—T-синтеза выделяются нейтроны, которые можно представить как объёмный источник нейтронов:



В реакции (7) два ядра дейтерия и трития сливаются в составное ядро, которое затем распадается с образованием ядра гелия (α -частицы) и высокоэнергичного нейтрона. Соотношение выделенной энергии распределяется между α -частицей и нейтроном как 1/5. Реакция интенсивно протекает уже при температуре около 10^8 К, но её недостатком является высокая цена трития.

Распределение скорости синтеза (рождение термоядерных нейтронов в источнике) моделируется набором ячеек, каждая из которых имеет определённую вероятность испускания нейтрона. Источник в модели представлен матрицей 40×40 , задающей относительную вероятность излучения нейтрона из заданных этой матрицей областей пространства. Эти ячейки расположены в области от 404 до 835 см по большому радиусу тора и от 390 до 440 см по высоте в системе координат реактора (см. рис. 6, бирюзовый цвет).

Для достоверного предоставления результатов расчёта программного кода необходимо нормировать полученные данные при использовании источника для 40° -ного сектора расчётной модели. Далее приведена формула расчёта нормировочного коэффициента F с размерностью нейтрон/секунда для моделируемого источника нейтронов при термоядерной мощности плазмы 500 МВт и выходе нейтронов энергией 14 МэВ (80% мощности от полного выхода термоядерной реакции) из D—T-плазмы:

$$F = \frac{500 \cdot 10^6 \text{ Вт} \cdot 80\% \cdot 6,2 \cdot 10^{18} \text{ эВ} / \text{Дж}}{14 \cdot 10^6 \text{ эВ}} \cdot \frac{1}{9}. \quad (8)$$

Как видно из (8), нормировочный коэффициент — отношение 80% от 500 МВт термоядерной мощности в электрон-вольтах при использовании 40° -ного сектора расчётной модели (1/9 часть от мощности плазмы в ИТЭР) к мощности одного 14 МэВ-ного нейтрона. Другими словами, F можно охарактеризовать как выход энергии синтеза на один нейтрон термоядерной плазмы в секунду. Интенсивность источника получается равной $1,97 \cdot 10^{19}$ нейтронов в секунду [27].

На рис. 7 показан профиль нейтронного источника, т.е. вертикальное и горизонтальное распределения потока нейтронов в плазменной камере и за её пределами во время работы термоядерного реактора ИТЭР, полученные с помощью математического моделирования источника для базового сценария ИТЭР.

Для ускорения расчёта и минимизации нагрузки на вычислительные мощности программы при моделировании нейтронных процессов во внутривакуумной части модели 40° -ного сектора ИТЭР были приняты следующие приближения:

— произведена гомогенизация защитного материала ДЗМ (гомогенная смесь из стали SS316L(N)-IG/карбида бора/воды и пустоты в про-

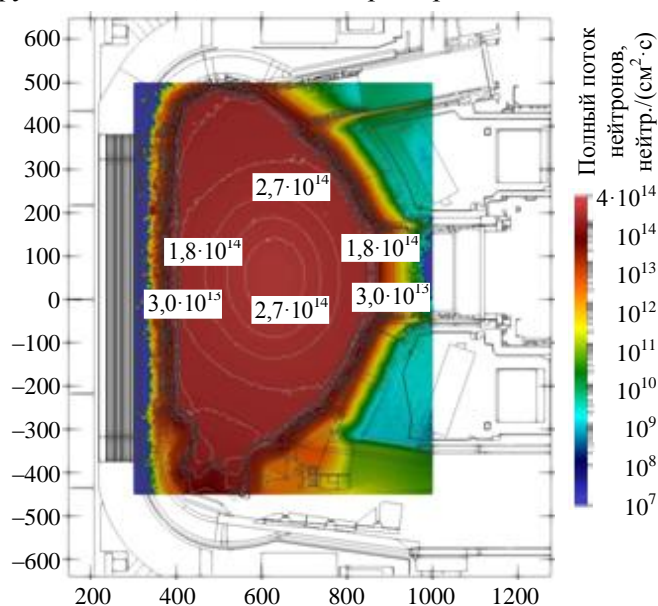


Рис. 7. Полный по энергии поток нейтронов, излучаемый D—T-плазмой ИТЭР, вертикальное сечение, $n/(cm^2 \cdot s)$

центном соотношении 31/41/1/27%). Такой состав смеси определяется заполнением слотов в ДЗМ защитным материалом из кубиков карбида бора, стальных стержней и труб с водой в стенках ДЗМ;

— гомогенизирован состав ДПС, которая содержит больше воды по сравнению с ДЗМ — смесь из стали SS316L(N)-IG и воды (25/75%);

— верхний и нижний (дивертор) порт-плаги были для облегчения модели полностью заполнены защитным материалом (состав такой же, как в экваториальных порт-плагах);

— произведено упрощение конструкторских моделей диагностического оборудования (удалены болты, сплайны и мелкие части конструкции, существенно не влияющие на процесс моделирования);

— в модели отсутствует вклад от инжекторных портов, являющихся частной локальной областью камеры ИТЭР и не входящих в расчётный 40°-ный сектор;

— процессы переноса частиц моделируются отражающими граничными условиями для области вне исследуемой модели. Другими словами, предполагается полное отражение от границ: сколько нейтронов уходит в соседние секторы, столько возвращается в данный сектор от соседей, что соответствует расчёту полного тора, состоящего из 18 одинаковых секторов. На верхнюю и нижнюю границы модели не наложено никаких ограничений, попадающие туда частицы исчезают. Данное условие моделирует реальные условия — выход нейтронов за границы поверхности установки, все нейтроны рождаются в результате D—T-реакции.

Основная сложность при проведении нейтронно-физического расчёта заключается в достижении приемлемых статистических показателей, а именно достаточного числа историй взаимодействий нейтронов с материалами геометрической модели. Проблема заключается в том, что в передней части исследуемой области (часть модели возле источника нейтронов плазмы) происходит большое количество взаимодействий, а в той части модели, которая расположена глубже, — в зоне биологической защиты и области галереи количество взаимодействий мало для достижения хорошей точности расчёта.

Существует несколько способов по увеличению статистики расчёта: метод контроля популяции частиц, продвижение частиц вглубь исследуемой области (различные ценности ячеек), использование весовых окон (ADVANTG [28]), создание нового поверхностного источника [29] и распараллеливание процессов расчёта для увеличения количества историй. В рассматриваемом здесь расчёте нейтронных нагрузок во внутривакуумных компонентах ЭП 11 никакой из перечисленных методов снижения статистической погрешности расчёта не использовался. Это связано с тем, что в связи с близким расположением элементов конструкции к плазме статистики было достаточно и усложнения методики расчёта не потребовалось. В будущих нейтронных расчётах в межпортовом пространстве и в портовой ячейке ЭП 11 и ЭП 12 предполагается использовать генератор весовых окон ADVANTG.

Время, требуемое для расчёта, зависит от нескольких факторов:

— дальности расположения исследуемого образца от источника радиоактивного излучения;

— метода уменьшения статистической погрешности;

— сложности модели;

— вычислительной мощности компьютера.

Даже при использовании суперкомпьютера на расчёт может потребоваться от одного дня до одного месяца. В частности, это связано с тем, что 40°-ный C-Model реактора ИТЭР практически невозможно запустить на персональном компьютере. Для успешного решения задач нейтронного моделирования необходимо использовать многоядерный суперкомпьютер с возможностью распараллеливания расчёта и применять методики уменьшения дисперсии. Тем не менее расчёты с учётом отладки процесса затягиваются на недели, а иногда и дольше, в зависимости от постановки задачи.

Для оценки профилей удельных повреждений материалов конструкций в единицах сна (смещение на атом) используется метод, который основан на NRT-модели (Norgett—Robinson—Torrens) [30]. Это общепринятая модель для расчёта повреждений в материалах, вызванных столкновениями с ионами или нейтронами. В макроскопической модели радиационных повреждений число смещений на атом зависит от поглощённой энергии и от энергии, необходимой для смещения атома из его положения в кристаллической решётке:

$$\text{сна} = 0,8 \frac{E_a}{2E_d}, \quad (9)$$

где E_a — полная поглощённая энергия, передаваемая атомам решётки, вычисленная с помощью библиотеки микросечений FENDL (рассчитываемый параметр); E_d — энергия, необходимая для смещения атома из его положения в кристаллической решётке (E_d (молибден) 60 эВ, E_d (сталь) 40 эВ) [31]. Отсюда очевидно, что для этих расчётов необходимо предварительно получить спектры нейтронов и задать состав материала, включая примеси, в каждой ячейке конечно-элементной модели.

Во время расчёта определение нейтронных спектров происходит непрерывно, в ходе каждого взаимодействия нейтрона с материалом. Однако при необходимости получить данные о нейтронных спектрах можно вывести результат лишь в тех диапазонах значений энергий, которые были заданы во входном файле до начала момента моделирования. Вывод данных по нейтронным характеристикам (потoki, энерговыделение, спектры) определяется в конечный момент времени расчёта. В данной работе было использовано 175-групповое приближение по энергиям Vitamin-J [32]. Оно было выбрано в соответствии с рекомендациями Международной организации ИТЭР и как наиболее оптимальное решение в силу большого объёма полученных данных и удобства в использовании в дальнейшем для активационных расчётов и оценки радиационного повреждения материалов с помощью программы FISPACT-II [33].

Одной из важных задач нейтронного расчёта является определение энерговыделения в элементах конструкции диагностических систем, поскольку при сильном нагреве элементов необходимо обеспечить условия для отвода тепла. Использование технических решений с участием теплоносителя (вода) заметно усложняет конструкцию системы по сравнению с вариантом естественного охлаждения за счёт теплового излучения. Особенно актуально это для зеркал, используемых для сбора излучения из плазмы. Кроме того, течи в системе водяного охлаждения могут стать большой проблемой в процессе эксплуатации ИТЭР.

Для расчёта радиационного энерговыделения необходимо знать поля ионизирующих излучений и сечения взаимодействия различных видов излучения с материалами конструкции. Энерговыделение в конструкционных материалах определяется, в основном, быстрыми нейтронами и γ -квантами. Кроме того, для некоторых материалов существенный вклад в радиационное энерговыделение могут давать реакции образования фотонейтронов (γ, n) и заряженных частиц, образующихся, например, в реакции (n, α). При прохождении γ -излучения через вещество происходит ослабление интенсивности потока γ -квантов, что является результатом их взаимодействия с атомами вещества.

Основной вклад в энерговыделение от нейтронов вносят процессы упругого и неупругого рассеяния. В первом случае сумма кинетических энергий рассеянного нейтрона и ядра отдачи равна кинетической энергии нейтрона до взаимодействия. При этом средняя энергия ядра отдачи равна потере энергии нейтроном:

$$E_y = \frac{2A}{(A+1)^2} (1 - \mu_c(E)) E, \quad (10)$$

где E — энергия падающего нейтрона; A — массовое число элемента; $\mu_c(E)$ — средний косинус угла рассеяния нейтрона в системе центра масс. Выражение для энерговыделения, обусловленного упругим рассеянием нейтронов в единице объёма материала, имеет вид

$$Q_c = C \frac{2A}{(A+1)^2} \int_0^\infty \rho \Phi(E) \sigma_c(E) (1 - \mu_c(E)) dE, \quad (11)$$

где ρ — ядерная плотность материала; $\Phi(E)$ — плотность потока нейтронов энергией E ; σ_c — сечение упругого рассеяния нейтронов; C — переводной коэффициент, равный $1,6 \cdot 10^{-13}$ Дж/МэВ.

Неупругое рассеяние является пороговой реакцией, и энерговыделение от него определяется соотношением, аналогичным (11):

$$Q_{\text{in}} = C \int_0^{\infty} \rho \Phi(E) \sigma_{\text{in}}(E) E_{\text{я}}^{\text{in}} dE, \quad (12)$$

где σ_{in} — сечение неупругого рассеяния нейтронов [34].

В большинстве случаев вклад в энерговыделение γ -квантов составляет около 90% и только 10% приходится на нейтроны.

РЕЗУЛЬТАТЫ НЕЙТРОННОГО АНАЛИЗА ДЛЯ СВЛ-ДИАГНОСТИКИ

Нейтронные и γ -потоки. Нейтронно-физический расчёт позволяет получить нейтронные и γ -потоки в исследуемых зонах. На основе комплексного анализа этих данных могут быть получены спектры нейтронов, сна нагрузки, активация материалов, а также тепловыделение в элементах конструкции.

Детальный расчёт нейтронных и γ -потоков проводился в ограниченной области (рис. 8) в месте размещения зеркал СВЛ-диагностики в ЭП 11. Была использована расчётная сетка с шагом 2 см, начиная от ближнего к плазме края ДПС до стальной герметизирующей плиты экваториального порт-плага (см. рис. 4). Данная сетка задаётся на этапе создания входного файла и никак не влияет на ход моделирования нейтронных процессов. Размер расчётной сетки должен быть оптимально подобран (нецелесообразно использовать крупную сетку для мелких объектов — это может привести к росту статистических ошибок, в то же время нельзя и мельчить — это грозит увеличением нагрузки на оперативную память и увеличением объёма выходных данных). Расчётная сетка задаётся пользователем и служит вспомогательным элементом для представления (визуализации) результатов.

Результаты расчётов нейтронного потока представлены в виде цветных диаграмм на рис. 8. На рис. 8, а показано распределение нейтронного потока в вертикальном сечении, проходящем вдоль радиальной плоскости второго ДЗМ ЭП 11, где размещены два канала А0 и В0 СВЛ-диагностики (см. рис. 4). На рис. 8, б показана картина распределения нейтронного потока в горизонтальном сечении, проходящем в экваториальной плоскости вдоль центральной оси оптического канала А0.

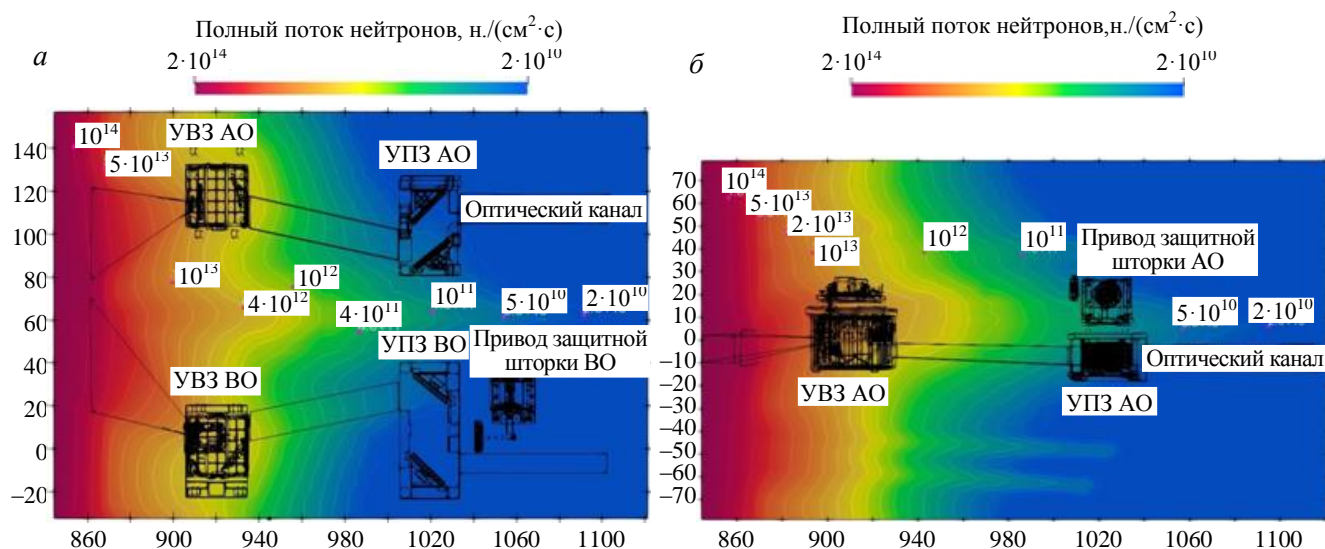


Рис. 8. Полный нейтронный поток в зоне СВЛ-диагностики ЭП 11, н./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$), сечение (а — $PY = 0$, б — $PZ = 32$). Интенсивность нейтронного потока задана с помощью цветовой гаммы, шкала которой показана в верхней части рисунков

Левая граница на рис. 8 отвечает границе между плазмой и ДПС. Здесь полный поток нейтронов определяется мощностью нейтронного источника и составляет примерно $2 \cdot 10^{14}$ н./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$). В этой области в спектре преобладают нейтроны энергией 14 МэВ. Поток нейтронов быстро ослабляется в защитном материале ДПС и ДЗМ при проникновении глубже в порт-плаг. При попадании нейтронов в УВЗ их поток снижается уже примерно в 10 раз.

Результаты распределения γ -поток в во втором ДЗМ ЭП 11 показаны на рис. 9. Координата $X = 860$ показывает расстояние от центральной оси тора (начало отсчёта системы координат) до края ДПС. Изолиниями на рис. 8, 9 показаны значения распределения нейтронного и γ -поток, приведённые рядом на рисунках.

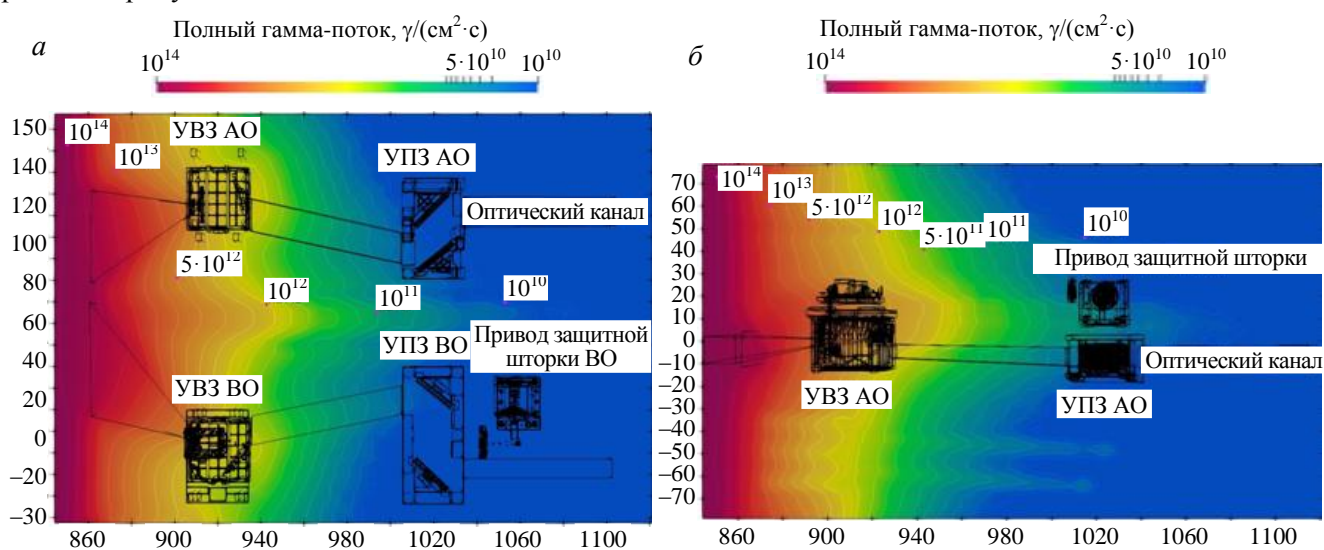


Рис. 9. Полный γ -поток в зоне СВЛ-диагностики ЭП 11, $\gamma/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, сечение (а — $PY = 0$; б — $PZ = 32$)

Наблюдаемая вытянутая вдоль оси порта область высокого потока нейтронов в середине второго ДЗМ, вызвана прохождением здесь полой трубы диаметром 20 см, которая используется для сбора излучения в NRA-диагностике. Наличие в ЭП 11 нескольких диагностик с большими вырезами в защите приводит к уменьшению эффективности нейтронной защиты и более глубокому проникновению нейтронов по сравнению с размещением всего одного канала, как это было заложено в расчётах, представленных в [5]. Тем не менее в месте размещения УПЗ поток нейтронов спадает до $1 \cdot 10^{11}$ н./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$.

Таким образом, из результатов нейтронного анализа видно, что использование защиты из гомогенной смеси карбида бора, воды и стали в зоне ДЗМ даёт значительное снижение нейтронного потока, тем самым уменьшая поглощённую дозу. А это необходимо для выполнения требований по радиационной безопасности и по предельному уровню активации конструкций для увеличения времени доступа рабочего персонала в межпортовую зону без угрозы здоровью.

На рис. 9 γ -поток в во втором ДЗМ ЭП 11 показаны в виде цветных диаграмм. На рис. 9, а показана картина распределения γ -поток в сечении, проходящем вдоль радиальной плоскости, где размещены два канала А0 и В0 СВЛ-диагностики. На рис. 9, б показана картина распределения нейтронного потока в сечении, проходящем в вертикальной плоскости ЭП 11 вдоль центральной оси оптического канала А0.

Полученные результаты показывают, что полные потоки нейтронов и γ -квантов в области ДПС ($1,9 \cdot 10^{14}$ н./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ и $1,1 \cdot 10^{14}$ $\gamma/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ соответственно) и далее вглубь порт-плага незначительно отличаются по уровню. Это объясняется тем, что γ -излучение возникает в ядерных реакциях нейтронов с окружающими материалами. Можно сказать, что нейтронный поток «тянет» за собой γ -излучение. В свою очередь, γ -поток вызывают нагрев элементов, что приводит к изменению их формы и размеров. Для оптических элементов это может вызвать нежелательные эффекты в передаче света вплоть до искажения или потери изображения.

На рис. 10 показаны спектры нейтронов, полученные в результате расчётов для внутривакуумных элементов СВЛ-диагностики в ЭП 11 с

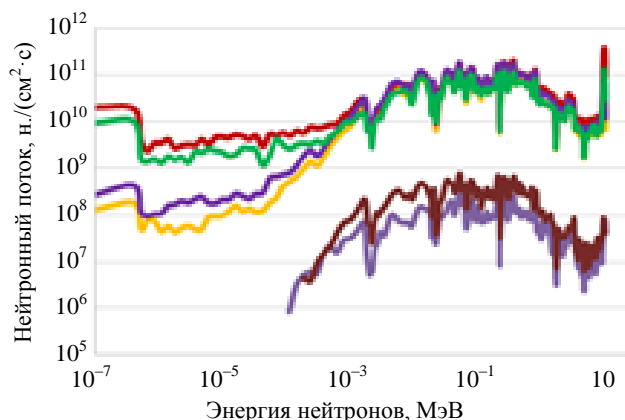


Рис. 10. Нейтронный спектр в зоне расположения элементов СВЛ-диагностики ЭП 11: — АО УВЗ, плита крепления; — АО УВЗ, зеркало М1; — АО УПЗ, плита крепления; — ВО УВЗ, плита крепления; — ВО УВЗ, зеркало М1; — ВО УПЗ, плита крепления

учётom состава материалов элементов конструкции и защиты. Плиты креплений УЗВ и УПЗ выполнены из стали SS316LN, зеркала УВЗ — из молибдена.

Высокоэнергичные нейтроны хорошо рассеиваются сталью и замедляются охлаждающей водой в ДПС. Этот состав материалов известен своей эффективностью для построения радиационной защиты и торможения нейтронов [35]. Наличие в материалах ДПС железа и воды приводит к тому, что в зоне за ДПС доминируют нейтроны энергией от 0,1 до 14 МэВ. Затем нейтроны замедляются за счёт поглощения и рассеяния в карбиде бора, который входит в состав материала ДЗМ, и нагревают его. Снятие тепловой нагрузки в защитных элементах, в основном, происходит за счёт охлаждения водой стальных перегородок ДЗМ (см. рис. 4), которые нагреваются β -излучением и посредством теплопередачи от блоков из карбида бора.

Нейтронный поток является второстепенной оценкой влияния радиационных полей на оптические компоненты диагностик. Конкретным параметром является радиационное повреждение материалов или сна нагрузка, которая характеризует степень радиационного повреждения материалов в элементах конструкции. Количество смещений на атом в заданном материале можно оценить на основе данных о нейтронных потоках с учётом спектров нейтронов, а также с использованием библиотек микроконстант сечений ядерных реакций. Полученные с использованием NRT-модели и формулы (9) средние значения сна для защитного корпуса УВЗ приведены в табл. 1.

Т а б л и ц а 1. Средние значения радиационного повреждения элементов защитного корпуса УВЗ СВЛ-диагностики

Элементы СВЛ-диагностики	Материал	Нейтронный поток, н./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$	Радиационное повреждение, сна
Канал А0 (верхний УВЗ)			
Зеркало М1	Mo	$6,30 \cdot 10^{12}$	0,05
Зеркало М2	Mo	$1,20 \cdot 10^{13}$	0,10
Передняя стенка корпуса УВЗ	TZM	$1,21 \cdot 10^{13}$	0,10
Задняя стенка корпуса УВЗ	TZM	$4,95 \cdot 10^{12}$	0,04
Левая стенка корпуса УВЗ (вид на плазму)	TZM	$4,93 \cdot 10^{12}$	0,03
Правая стенка корпуса УВЗ (вид на плазму)	TZM	$7,69 \cdot 10^{12}$	0,05
Плита крепления УВЗ	SS316	$4,20 \cdot 10^{12}$	0,03
Канал В0 (нижний УВЗ)			
Зеркало М1	Mo	$4,98 \cdot 10^{12}$	0,03
Зеркало М2	Mo	$5,35 \cdot 10^{12}$	0,04
Передняя стенка корпуса УВЗ	TZM	$8,18 \cdot 10^{12}$	0,06
Задняя стенка корпуса УВЗ	TZM	$3,73 \cdot 10^{12}$	0,03
Левая стенка корпуса УВЗ (вид на плазму)	TZM	$3,78 \cdot 10^{12}$	0,02
Правая стенка корпуса УВЗ (вид на плазму)	TZM	$6,43 \cdot 10^{12}$	0,04
Плита крепления УВЗ	SS316	$5,44 \cdot 10^{12}$	0,04

Для конструкционных материалов критическими нагрузками являются значения сна больше единицы. При достижении таких значений сна, возможно, необходимо будет проводить дополнительные исследования, которые покажут не разрушится ли кристаллическая решётка материала, тем самым приведя в негодность изделие.

Средние значения в стенках корпуса не превышают 0,1 сна, а максимальное значение выявлено на передней стенке корпуса верхнего УВЗ и на зеркале М1, так как они находятся ближе всего к плазме и подвержены наибольшему воздействию потока высокоэнергичных нейтронов. Анализируя данные расчёта сна в элементах конструкции УВЗ, можно сказать о незначительном масштабе радиационных повреждений, которые не должны вызывать изменение прочностных характеристик материалов.

Радиационный нагрев. Радиационный нагрев рассчитан на основе данных о нейтронных и γ -потоках. Вклад от нейтронов и γ -квантов в этом расчёте суммировался. Наибольший локальный нагрев ($0,4 \text{ Вт/см}^3$) наблюдается на передней стенке корпуса УВЗ в верхнем канале СВЛ ЭП 11, который находится ближе к плазме. Вклад от нейтронов в энерговыделение по результатам расчёта оказался около

10% от полного. На рис. 11 в виде 3D-распределения показан радиационный нагрев молибденового корпуса УВЗ в каждом из каналов ЭП 11.

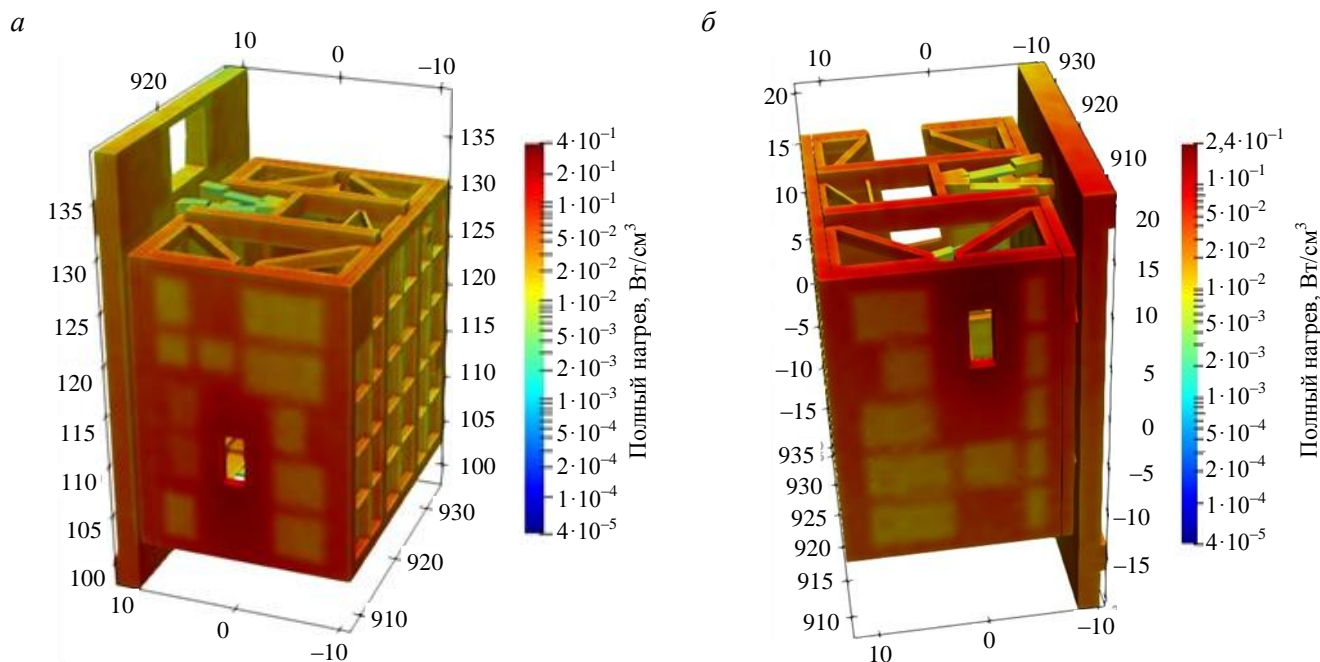


Рис. 11. Радиационный нагрев в корпусе УВЗ (*а* — А0, *б* — В0 каналы), Вт/см³

Высокие локальные градиенты, которые можно видеть на рис. 11, вызваны частичным захватом пустого пространства расчётной сеткой, что приводит к уменьшению эффективной тепловой мощности на единичный кубик расчётной сетки. Это объясняется тем, что энергия фактически выделяется только в материале, но данные рассчитываются для всего объёма кубика, который содержит и пустое пространство. По этой причине правильные результаты по тепловым нагрузкам могут быть получены только для 100% заполненных ячеек сетки. Для лучшей статистики объём ячейки должен быть достаточно большим, и поэтому форма ячейки должна быть как можно ближе к фактической форме соответствующего элемента конструкции. Следовательно, с хорошей точностью можно получить только среднюю тепловую нагрузку по всему элементу. Статистическая погрешность расчёта для компонентов УВЗ не превышает 10%, а для расположенных в глубине ДЗМ элементов УПЗ ошибка расчёта возрастает ещё на 5—10% в связи с ухудшением статистики по нейтронному потоку.

В табл. 2 даны значения полного энерговыделения в основных элементах УВЗ СВЛ-диагностики. Наибольшее значение энерговыделения наблюдается на передней стенке корпуса верхнего УВЗ из-за прямого пролёта нейтронов энергией 14 МэВ из плазмы.

Т а б л и ц а 2. Полное энерговыделение в элементах УВЗ СВЛ-диагностики, Вт/см³

Элементы СВЛ-диагностики	Материал	Полный нагрев, Вт/см ³
Канал А0 (верхний УВЗ)		
Зеркало М1	Mo	0,17
Зеркало М2	Mo	0,33
Передняя стенка корпуса УВЗ	TZM	0,40
Задняя стенка корпуса УВЗ	TZM	0,13
Левая стенка корпуса УВЗ (вид на плазму)	TZM	0,12
Правая стенка корпуса УВЗ (вид на плазму)	TZM	0,21
Плита крепления УВЗ	SS316	0,06
Канал В0 (нижний УВЗ)		
Зеркало М1	Mo	0,13
Зеркало М2	Mo	0,14
Передняя стенка корпуса УВЗ	TZM	0,24
Задняя стенка корпуса УВЗ	TZM	0,09
Левая стенка корпуса УВЗ (вид на плазму)	TZM	0,09
Правая стенка корпуса УВЗ (вид на плазму)	TZM	0,16
Плита крепления УВЗ	SS316	0,08

Тепловые радиационные нагрузки, которые действуют на элементы СВЛ-диагностики, не являются критическими и позволяют использовать молибден в качестве основного конструкционного материала без использования дополнительного водяного охлаждения. Наибольший полный нагрев $0,33 \text{ Вт/см}^3$ от нейтронов и вторичных γ -квантов наблюдается в зеркале М2 УВЗ в канале А0. Сброс такого энерговыделения будет обеспечиваться переизлучением без подведения охлаждающей воды, что существенно облегчает конструкцию системы. Зеркала М1 и М2 УВЗ ЭП 12 имеют температуру выше $400 \text{ }^\circ\text{C}$, при этом их деформация не приводит к критическому искажению отражающей поверхности, следовательно, и к деградации качества изображения.

ДИСКУССИЯ

Обеспечить ядерную безопасность для реактора ИТЭР — это первостепенная задача для развития термоядерной энергетики. В проекте ИТЭР наложены ограничения на критичные для безопасности ядерные характеристики, которые могут привести к аварии или отразиться на здоровье обслуживающего персонала и населения. В их числе прежде всего следует упомянуть об ограничении максимально возможного накопления радиоактивной пыли внутри вакуумной камеры и уровня предельной активации материалов на вакуумной границе. На этапе конструирования реактора ИТЭР анализ ядерной безопасности проводится с помощью нейтронных расчётов.

Роль нейтронных расчётов для разработки оптических диагностик плазмы в ИТЭР сводится к трём основным аспектам. Результаты расчётов служат доказательством выполнения общих требований по ядерной безопасности, связанных с уровнем активации материалов. Данные, полученные из анализа результатов нейтронных расчётов (радиационный нагрев, активация, радиационное повреждение материалов конструкций и др.), необходимы как для разработки конструкции самой диагностики, так и для оптимизации нейтронной защиты в порт-плагах. Кроме того, на основе результатов расчёта радиационных полей делается выбор условий для проведения радиационных тестов материалов и элементов диагностического оборудования.

В процессе конструирования диагностических систем нейтронный анализ является одним из основных. Нейтронные расчёты позволяют определить входные данные (нейтронные и γ -поля), подтверждающие эффективность защиты, позволяющие рассчитать сна, дающие представление о необходимости учёта радиационных эффектов в оптических элементах. Расчёты радиационного нагрева элементов конструкции ИТЭР необходимы для определения температурных полей в компонентах диагностических систем с целью анализа прочности конструкции, а также проверки работоспособности системы и применяемых материалов. Наконец, расчёт активации позволяет доказать возможность обеспечения безопасности для персонала в зонах инспекции и обслуживания, а также выработать требования к чистоте используемых материалов.

Процесс любой конструкторской разработки разбит на последовательные этапы, начиная с концептуального проекта и заканчивая поставкой готового оборудования. В проекте реактора ИТЭР окончание каждого этапа происходит после его защиты перед комиссией независимых экспертов. Важным критерием для успешной защиты является соответствие разработанной конструкции требованиям ядерной безопасности, что может быть доказано только на основе результатов нейтронных расчётов. В связи с этим критичными оказываются вопросы точности и обоснованности результатов нейтронных расчётов и, в частности, уровня активации конструкций.

Точность результатов расчётов зависит от нескольких факторов. Прежде всего она определяется статистической ошибкой метода моделирования, которую можно достаточно точно рассчитать. Отдельно следует учитывать точность закладываемых в расчёты сечений ядерных процессов, которые, как правило, известны с точностью до нескольких процентов. Кроме того, на точности результатов могут сказываться приближения, сделанные в расчётной модели и коде MCNP. Последний фактор даёт основную погрешность результатов, так как определить значение ошибки, которую он вносит, не всегда возможно.

В получении высокой точности расчётов с помощью кода MCNP велика роль набора статистики. Чем дальше от источника нейтронов, тем сложнее получить хорошую статистику, потому что не хватает событий взаимодействия нейтронов с материалами. Проблему не всегда удаётся решить увеличением количества историй (больше историй взаимодействия = улучшение статистики расчёта), так как в этом случае даже на суперкомпьютере длительность расчёта становится неприемлемо большой. Таким образом, статистическая ошибка расчёта увеличивается по мере удаления от источника нейтронов. Единственным выходом становится использование дополнительных методов, но даже их использование не позволяет значительно улучшить точность расчёта на большом удалении от источника нейтронов. На практике в ИТЭР в настоящее время

удастся получить точность результатов расчёта на уровне менее 10% только в пределах криостата. Этого достаточно, чтобы положительно решить вопрос о предельной активации материалов и условий эксплуатации элементов диагностики, расположенных близко к плазме, но возникают проблемы с достоверностью нейтронных расчётов для оптических элементов (видеокамеры, линзы, оптоволокно и др.) в промежуточном пространстве между криостатом и биологической защитой, а также далее, в портовой ячейке.

Следует также обратить внимание на ограничения в расчётной модели. Для моделирования нейтронных нагрузок в диагностических портах используется 40° -ный сектор реактора с отражающими условиями на боковых поверхностях модели. Отражающие свойства заданы таким образом, что они не позволяют исчезать частицам (покидать расчётную область), попадающим на края сектора в зоне экваториальных портов (что компенсируется вкладом от соседних портов). Также моделируется и поведение частиц внутри источника нейтронов, что нивелирует ошибку, связанную с использованием ограниченного сектора в расчётной модели. Например, для СВЛ-диагностики в ЭП 12 конус наблюдения направлен тангенциально, т.е. почти вдоль оси плазменного шнура (см. рис. 1) на противоположную стенку вакуумной камеры. Конус наблюдения выходит далеко за пределы расчётного сектора. В этом случае использование принципа отражения нейтронов на границе сектора позволяет учесть нейтронный поток из всей плазмы внутри конуса наблюдения, а не только из его части внутри 40° -ного сектора модели. Неучтённым остаётся лишь вклад от нейтронов, рассеянных от стенок экваториального патрубка камеры на противоположной стороне от расчётной модели, однако этот вклад минимален и им можно пренебречь.

Интересно сравнить результаты нейтронного моделирования для СВЛ-диагностики в ЭП 11 и ЭП 12 [15]. В связи с различным позиционированием оптических компонентов сложно говорить об одинаковых нагрузках на элементы диагностик во всех трёх каналах. УВЗ СВЛ-диагностики в ЭП 12 максимально приближён к плазме и расположен сразу за ДПС, в связи с этим подвергается воздействию максимального нейтронного потока. В свою очередь, элементы каналов А0 и В0 в ЭП 11 расположены внутри ДЗМ, достаточно хорошо защищены как ДПС, так и защитным материалом внутри ДЗМ и не подвергаются критическим потокам нейтронов из плазмы. Нельзя забывать про сквозной вырез в защите второго ДЗМ для диагностики NPA, что приводит к возникновению вдоль него локального потока высокоэнергичных нейтронов в сторону герметизирующего фланца. Однако в целом можно сделать вывод о схожих результатах в одинаковых по назначению элементах диагностики СВЛ в разных каналах наблюдения с учётом их позиционирования.

Достоверность MCNP-расчётов подтверждает тот факт, что радиационные условия в ЭП 11, полученные в данной работе, и результаты 2004 г. [5] в ЭП 10 близки, хотя в работе [5] в порт-плаге размещён только один канал СВЛ, а весь остальной объём заполнен железобетонной защитой. Например, внутри УВЗ нейтронные потоки практически одинаковы (на уровне 10^{13} н./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$), но чем дальше от плазмы, тем больше различаются результаты из-за более эффективной защиты, использованной в работе [5]. Наибольшая разница оказывается в области вакуумного окна. В данной работе расчёт даёт результат $2 \cdot 10^{10}$ н./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, а в [5] — $3 \cdot 10^7$ н./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$.

Рассмотрим теперь возможности обобщения расчёта в ЭП 11 на другие экваториальные порты. В ИТЭР нет ни одного экваториального порт-плага с одинаковым размещением диагностических каналов. Каждый экваториальный порт заполнен своими диагностическими системами, вырезами в защите под них и несёт свою определённую функцию. Соответственно сложно говорить о прямом переносе результатов расчёта для одного порт-плага на другой. Тем не менее вполне возможно делать такие оценки с точностью до порядка величины в местах, где нет каких-то «особенных» элементов диагностик, например, таких, как и где нейтронный поток уже стабилизировался и спадает без резких скачков и перепадов. Такая ситуация наблюдается, например, в зоне межпортового пространства, где все высокоэнергичные нейтроны потеряли большую часть энергии и защита из карбида бора эффективно выполняет свои функции.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе на примере СВЛ-диагностики рассмотрена методика нейтронных расчётов для диагностического оборудования термоядерного реактора ИТЭР. Отмечается важная роль этих расчётов на этапе проектирования диагностических систем, используемых в средах с радиационным облучением. Детально описан процесс разработки диагностического оборудования и моделирования нейтронно-физических характеристик (γ - и нейтронного излучения, тепловых и сна нагрузок) для установок с источником излу-

чения в виде термоядерной плазмы. В ходе работы проведён анализ современного программного обеспечения, используемого для определения нейтронных параметров различных установок, в том числе и для ИТЭР. Особое внимание уделено вопросу определения понятия статистической погрешности расчёта и способам уменьшения дисперсии расчётных величин.

Приведены результаты расчётного моделирования γ - и нейтронных полей, энерговыделения и сна нагрузок в области размещения СВЛ-диагностики, расположенной в ЭП 11 ИТЭР. Нейтронное облучение не приводит к серьёзным повреждениям компонентов диагностики и не искажает отражающие поверхности оптических зеркал в наиболее нагруженной зоне УВЗ, следовательно, не происходит ухудшения качества изображения, собираемого из плазмы.

Можно резюмировать, что роль нейтронных расчётов в разработке оптических диагностик ИТЭР сводится к двум основным аспектам: первое — это проверка обеспечения требований ядерной безопасности и второе — подтверждение работоспособности диагностических конструкций под действием ядерных нагрузок.

Работа выполнена в рамках договора № 17706413348210001850/47-21/01 от 1 июня 2021 между Частным учреждением «ИТЭР-Центр» и НИЦ «Курчатовский институт», в рамках государственного контракта между Частным учреждением «ИТЭР-Центр» и Государственной корпорацией по атомной энергии «Росатом» № Н.4а.241.19.21.1038 от 11 мая 2021 г. «Разработка, опытное изготовление, испытание и подготовка к поставке специального оборудования в обеспечение выполнения российских обязательств по проекту ИТЭР в 2021 г.».

Особая благодарность выражается команде координационного центра «Управляемый термоядерный синтез — международные проекты».

REFERENCES

1. **Vukolov K.Yu., Zimin A.M., Troinov V.I.** Spectroscopy of hydrogen plasma. — M.: Pub. house of N.E. Bauman MSTU, 2020 (in Russian).
2. **Decreton M., Shikama T., Hodgson E.** Performance of functional materials and components in a fusion reactor: the issue of radiation effects in ceramics and glass materials for diagnostics. — *J. of Nuclear Materials*, 2004, vol. II, p. 329—333.
3. **Vukolov K.Yu.** Radiation effects in window materials for ITER diagnostics. — *Fusion Eng. Des.*, 2009, vol. 84, p. 1961—1963.
4. **Gorshkov A., Orlinski D., Sannikov V., Vukolov K. et al.** Measurement of the radiation resistant fused quartz radioluminescence spectral intensity under irradiation in the pulse nuclear reactor. — *J. of Nucl. Mater.*, 1999, vol. 273, p. 271—276.
5. **Sheludyakov S.V., Vukolov K.Yu., Shatalov G.E.** Neutron analysis of H-alpha and CXRS diagnostic systems at ports of reactor ITER. — *VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion)*, 2004, issue 1, p. 26—40 (in Russian).
6. **Orlinski D.V., Vukolov K.Yu.** Quartz KU-1 optical density measurements after irradiation in the nuclear reactor IR-8. — *J. Plasma Devices and Operations*, 1999, vol. 7, p. 195—204.
7. **Vukolov K.Yu., Andreenko E.N., Afanasenko R.S., Borisov A.A., Morozov A.A.** Features of the fiber optics application in ITER. — *VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion)*, 2017, vol. 40, issue 3, p. 14—22. DOI: 10.21517/0202-3822-2017-40-3-14-22 (in Russian).
8. **Orlovskiy I.I., Vukolov K.Yu., Andreenko E.N., Gulyukin M.N.** Neutron irradiation of flint glasses for optics in ITER. — *J. of Nuclear Materials and Energy*, 2018, vol. 15, p. 249—253.
9. **Gusarov A., Vukolov K.Yu., Orlovskiy I.I., Andreenko E.N.** Radiation induced absorption of hydrogen-loaded pure silica optical fibers with carbon coating for ITER diagnostics. — *Fusion Engineering and Design*, 2020, vol. 151, p. 111356. <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2019.111356>.
10. **Vukolov K.Yu., Andreenko E.N., Orlovskiy I.I., Shikalov V.F.** Irradiation test of fiber optics for H-alpha diagnostics in ITER. — *Fusion Engineering and Design*, 2019, vol. 146, p. 796—799; <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2019.01.082>.
11. **Afanas'ev V.I., Goncharov P.R., Mironov M.I., Nesenevich V.G., Petrov M.P., Petrov S.Ya., Sergeev V.Yu.** Measurements features of isotopic composition of hydrogen ions in ITER plasma by means of atoms flows diagnostics in conditions of neutral beams injection into the plasma. — *Fizika plazmy (Plasma Physics)*, 2015, vol. 41(12), p. 1062 (in Russian).
12. **Zaidel' A.N., Ostrovskaya Yu.I.** Technology and practice of spectroscopy. — M.: Nauka (Science), ГИФМЛ, 1972 (in Russian).
13. **Petrov S.Ya., Afanas'ev V.I., Mel'nik A.D., Mironov M.I., Navolotskiy A.S., Nesenevich V.G., Petrov M.P. et al.** Design features of neutral particle diagnostic system for ITER. — *VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion)*, 2016, vol. 39, issue 1 (in Russian).
14. **Vives S., Aumeunier M.H., Guillon C. et al.** Overview of optical designs of the port-plug components for the ITER Equatorial Wide Angle Viewing System (WAVS). — *Fusion Eng. Des.*, 2019, vol. 146, Part B, p. 2442—2445; <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2019.04.014>.
15. **Afanasenko R.S., Alekseev A.G., Kuteev B.V., Morozov A.A., Vukolov D.K.** Radiation loads on the first mirror unit of H-alpha diagnostic in the ITER equatorial port № 12. — *VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion)*, 2020, vol. 43, issue 1. DOI: 10.21517/0202-3822-2020-43-1-39—45 (in Russian).

16. **Afanasenko R.S., Alekseev A.G., Kuteev B.V., Morozov A.A., Vukolov D.K., Kozlov A.M.** Nuclear heat loads to the first mirror unit of H-alpha diagnostic in the ITER equatorial #12 port. — VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion), 2020, vol. 43, issue 3 (in Russian).
17. **X-5 Monte Carlo Team.** MCNP — a General Monte-Carlo N-Particle Transport Code. Version 5, vol. I, MCNP Overview and Theory, Los Alamos National Laboratory Report, LA-UR-03-1987, April 24, 2003.
18. **Allison J. et al.** Geant4 developments and applications. — IEEE Transactions on Nuclear Science, 2006, vol. 53, p. 270; doi:10.1109/TNS.2006.869826.
19. **Wu Y., F.D.S. team.** CAD-based interface programs for fusion neutron transport simulation. — Fusion Eng. Des., 2009, vol. 84, p. 1987—1992.
20. **Jaboulaya J.-Ch., Caylab P.-Y., Fausserb Cl. et al.** TRIPOLI-4 Monte Carlo code ITER A-lite neutronic model validation. — Fusion Eng. Des., 2014, vol. 89, p. 2174—2178.
21. **Gurevich M.I., Kalugin M.A., Oleynik D.S., Shkarovsky D.A.** Estimation of some neutron physics characteristics by Monte-Carlo method using the importance function. — Annals of Nuclear Energy, 2019, vol. 130, p. 388—393.
22. **Forrest R., Capote R., Otsuka N., Kawano T., Koning A., Kunieda S., Sublet J.-C., Watanabe Y.** FENDL-3 Library Summary Documentation, INDC(NDS)-0628, Dec. 2012.
23. **Abdou M.A., Maynard C.W., Wright R.Q.** MACK: a Computer Program to Calculate Neutron Energy Release Parameters (Fluence-to-Kerma Factors) and Multigroup Reaction Cross Sections from Nuclear Data in ENDF Format. Oak Ridge National Laboratory Report ORNL-TM-3994, 1973.
24. **Korobeinikov V.V.** Universal algorithm of Monte-Carlo method for calculation of electronuclear installations blankets. — Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika (Proceedings of higher schools. Nuclear energetics), 1999, issue 2 (in Russian).
25. **Polunovskiy E.** C-model R181031 (Revision 190110) (ITER_D_XEU24H_v2). Private communication.
26. **Juárez R., Catalan J.P. et al.** ITER plasma source and building modelling to produce radiation maps. — Nuclear Fusion, 2018, vol. 58, № 12.
27. **Loughlin M.J., Taylor N.P.** Recommended Plasma Scenarios for Activation Calculations. ITER Internal Report ITER_D_2V3V8G v 1.1, 28 Oct. 2009.
28. **ADVANTG.** An Automate Variance Reduction Generator ORNL/TM-2013/416.
29. **Trottier A., Blomeley L., Chow J.C., Colton A., Masala E., Shukhman B., Watts D., Wilkin B.** Implementation of a direct perturbation method in MCNP and application to SCALE verification. — Annals of Nuclear Energy, 2013, vol. 62, p. 291—297.
30. **Norgett M.J. et al.** Method of calculating displacement dose rates. — Nuclear Engineering and Design, 1975, vol. 33, p. 50—34.
31. **Nordlund K. et al.** Primary Radiation Damage in Materials, OCEC 2015.
32. **Sartori E., Panini G.C.** GROUPSTRUCTURES, VITAMIN-J, XMAS, ECCO-33, ECCO2000 Standard Group Structures. Organisation for Economic Co-Operation and Development, Nuclear Energy Agency — OECD/NEA, Le Seine Saint-Germain, 12 boulevard des Iles, F-92130 Issy-les-Moulineaux (France).
33. **Flemming M. et al.** The FISPACT-II User Manual, UKAEA(18)001. Issue January 2018.
34. **Tashlykov O.L., Shcheklein S.E., Luk'yanenko V.Yu., Mikhailova A.F., Russkikh I.M., Seleznev E.N., Kozlov A.V.** Optimization of radiation protection composition. — Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika (Proceedings of higher schools. Nuclear energetics), 2015, № 4, p. 36—42 (in Russian).
35. **Povarov V.D., Polivanov I.F., Tereshchenko A.B.** Calculation technique of radiation energy deposition in nuclear reactors.: Preprint RIAR-26C707. — M.: Atominform, 1986. 20 p. (in Russian).

AUTHORS

Afanasenko R.S. NRC «Kurchatov Institute», pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; International Fusion Projects Coordinating Centre, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; National Research Nuclear University MEPhI, Kashirskoye shosse 31, 115409 Moscow, Russia; Aphanasenko_RS@nrcki.ru

Vukolov K.Yu. NRC «Kurchatov Institute», pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; International Fusion Projects Coordinating Centre, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; N.E. Bauman Moscow State Technical University, 2-ya Baumanskaya 5, str. 1, 105005 Moscow, Russia; Vukolov_KY@nrcki.ru

Vukolov D.K. NRC «Kurchatov Institute», pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; International Fusion Projects Coordinating Centre, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; vukolov_dk@fc.iterru.ru

Morozov A.A. NRC «Kurchatov Institute», pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; International Fusion Projects Coordinating Centre, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; Morozov_AA@nrcki.ru

Received 16 March 2021

Revised 14 July 2021

Accepted 20 July 2021

Problems of Atomic Science and Technology
Ser. Thermonuclear Fusion, 2021, vol. 44, issue 3, pp. 5—23