

УДК 533.9

НЕЙТРОННЫЙ КОЛЛИМАТОР ДЛЯ ДИАГНОСТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ АТОМНЫХ АНАЛИЗАТОРОВ ТОКАМАКА-РЕАКТОРА ИТЭР

А.С. Наволоцкий¹, В.И. Афанасьев¹, А.Д. Мельник¹, М.И. Миронов¹, В.Г. Несеневич¹, С.Я. Петров¹, М.П. Петров¹, Ф.В. Чернышев¹, И.В. Александров², Г.В. Маринин², Д.В. Терентьев², А.С. Филиппов², А.В. Белов³, Е.И. Гапионов³, И.В. Кедров³, А.Ю. Конин³, Б.В. Люблин³, М.В. Суханова³, В.Н. Танчук³, А.А. Хитрук³, А.А. Борисов⁴, Н.А. Дерябина⁴, А.Н. Мокеев⁵

¹Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе, Санкт-Петербург, Россия

²ООО «РУССКИЕ ТЕХНОЛОГИИ», Санкт-Петербург, Россия

³АО «Научно-исследовательский институт электрофизической аппаратуры им. Д.В. Ефремова», Санкт-Петербург, Россия

⁴НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия

⁵Частное учреждение «ИТЭР-Центр», Москва, Россия

Разработан нейтронный коллиматор для ослабления потока нейтронов и снижения наведённой активности в межпортовом пространстве диагностической системы атомных анализаторов токамака-реактора ИТЭР. Коллиматор устанавливается в портовой заглушке вакуумной камеры ИТЭР перед входом в вакуумный трубопровод диагностической системы. Конструкция коллиматора имеет ячеистую структуру с прозрачностью 80% для выходящего из плазмы и регистрируемого анализаторами потока нейтральных атомов. Вместе с тем из-за повышенного рассеяния нейтронов в коллиматоре их поток в межпортовом помещении в зоне обслуживания диагностических систем экваториального порта № 11 существенно снижается и позволяет уменьшить мощность эквивалентной дозы в этой зоне в несколько раз. Проведённый тепловой анализ показал, что при работе реактора в режимах с генерацией максимальной мощности 500 МВт излучение плазмы вызовет нагрев решётки коллиматора до температуры, не превышающей 250°C, что позволяет выбрать в качестве материала для изготовления коллиматора нержавеющей сталь (316L(N)-ITER grade). При этом циклическая прочность коллиматора соответствует требованиям реактора ИТЭР, и он может быть использован без замены на протяжении всего дейтерий-тритиевого эксперимента токамака-реактора.

Ключевые слова: ИТЭР, изотопный состав топлива, диагностика плазмы, анализатор атомов перезарядки.

NEUTRON COLLIMATOR FOR NEUTRAL PARTICLE DIAGNOSTIC SYSTEM FOR ITER

A.S. Navolotsky¹, V.I. Afanasyev¹, A.D. Melnik¹, M.I. Mironov¹, V.G. Nesenevich¹, S.Ya. Petrov¹, M.P. Petrov¹, F.V. Chernyshev¹, I.V. Aleksandrov², G.V. Marinin², D.V. Terentev², A.S. Filippov², A.V. Belov³, E.I. Gaponok³, I.V. Kedrov³, A.Yu. Konin³, B.V. Lyublin³, M.V. Sukhanova³, V.N. Tanchuk³, A.A. Hitruk³, A.A. Borisov⁴, N.A. Deryabina⁴, A.N. Mokeev⁵

¹A.F. Ioffe Physicotechnical Institute, St.-Petersburg, Russia

²LLC "RUSSIAN TECHNOLOGIES", St.-Petersburg, Russia

³JSC «D.V. Efremov Scientific Research Institute of Electrophysical Apparatus», St.-Petersburg, Russia

⁴NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

⁵Institution «Project Center ITER», Moscow, Russia

A neutron collimator has been developed to attenuate the neutron flux and reduce the residual induced activation in the interspace of the ITER tokamak-reactor reserved for an atomic analyzer diagnostic system. The collimator will be installed in the port plug of the ITER vacuum vessel in front of a vacuum pipe of the diagnostic system. The collimator design has a cellular structure with 80% transparency for passing atoms that move along the axis and are detected by the analyzers. Due to increased scattering of neutrons in the collimator, their flux in the interspace in the diagnostic systems service area of equatorial port No. 11 is significantly reduced. As a result, the equivalent dose rate in this zone decreases several times. Thermal analysis showed that for ITER 500 MW operation mode the temperature rises of the collimating grid due to plasma radiation does not exceed 250 °C. It makes it possible to use stainless steel (316L(N)-ITER grade) as the material for the collimator production. The cyclic strength of the collimator meets the ITER requirements, and it can be used without replacement during the entire deuterium-tritium phase.

Key words: ITER, fuel isotopic ratio, plasma diagnostics, neutral particle analyzer.

DOI: 10.21517/0202-3822-2020-43-2-38-48

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Для осуществления оптимального режима горения в плазме термоядерного дейтерий-тритиевого (DT) реактора ИТЭР необходимо обеспечить контроль изотопного отношения концентрации DT-топлива. Эту чрезвычайно важную для управления реактором задачу позволяет решить диагностическая система

атомных анализаторов путём измерения потоков атомов дейтерия и трития, соотношение которых непосредственно связано с соотношением концентраций соответствующих изотопов водорода внутри плазмы реактора [1].

Разработка и поставка комплекса диагностики по потокам атомов для ИТЭР поручены Российской Федерации. В рамках выполнения международных обязательств РФ соответствующие работы проводятся в Физико-техническом институте им. А.Ф. Иоффе и АО «Техноэксан» (г. Санкт-Петербург). Внешний вид комплекса представлен на рис. 1.

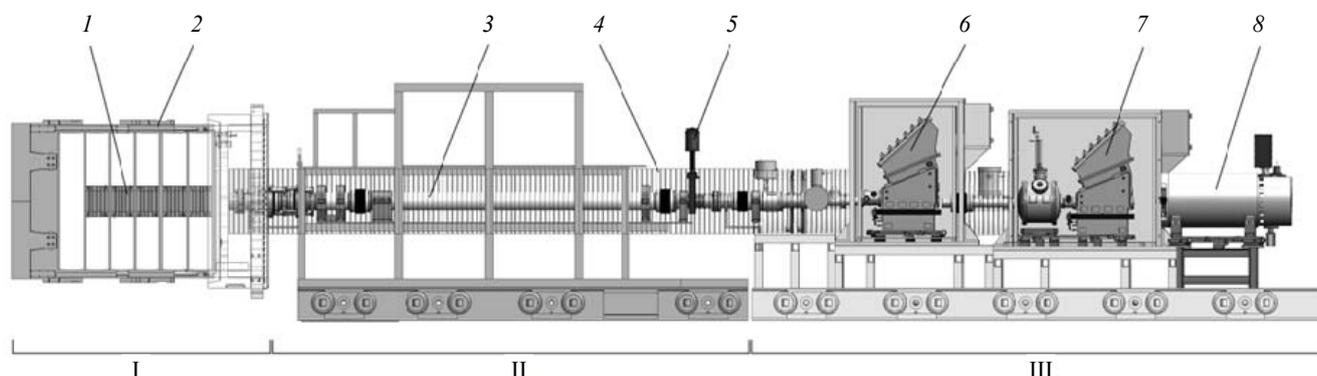


Рис. 1. Диагностическая система атомных анализаторов, установленная в 11-м экваториальном порту токамака-реактора ИТЭР: 1 — нейтронный коллиматор; 2 — диагностический модуль; 3 — вакуумный трубопровод; 4 — нейтронная защита вакуумного трубопровода; 5 — двойной вакуумный шибер; 6 — атомный анализатор HENPA; 7 — атомный анализатор LENPA; 8 — нейтронная ловушка; I — зона портовой заглушки; II — межпортовое пространство; III — портовое помещение

Основу данного комплекса составляют два анализатора: LENPA (Low Energy Neutral Particle Analyzer), работающего в диапазоне энергии 10—200 кэВ (D и T), и HENPA (High Energy Neutral Particle Analyzer) — в диапазонах энергии 0,1—2,2 МэВ (D) и 0,1—1,45 МэВ (T) [2]. Использование двух анализаторов, работающих в разных энергетических диапазонах, позволяет измерять отношение концентрации DT-топлива как в центральной зоне (зоне термоядерного горения), так и на краю плазмы. При создании этого комплекса было учтено влияние многих факторов, характерных для условий термоядерного реактора. Одним из наиболее существенных из них является наличие интенсивных потоков нейтронов из плазмы. Их воздействие на аппаратуру и окружающую диагностическую систему усугубляется наличием прямого вакуумного трубопровода, соединяющего анализаторы с вакуумной камерой реактора. Этот трубопровод является каналом проникновения нейтронного потока, излучаемого термоядерной плазмой, в межпортовое пространство (Interspace) и портовое помещение (Port Cell), где располагаются атомные анализаторы (см. рис. 1). Нейтроны, взаимодействуя с материалом трубопровода, создают наведённую активность как самого трубопровода, так и окружающих его конструкций. Для ослабления влияния нейтронного потока вакуумный трубопровод помещается в гетерогенную нейтронную защиту, состоящую из нержавеющей стали и карбида бора.

Основным требованием по безопасности, которому должен удовлетворять комплекс нейтронной защиты экваториального порта № 11, является ограничение на максимальную величину контактной дозы в двух зонах: в межпортовом пространстве — 100 мкЗв/ч через 12 дней после остановки реактора ИТЭР и в портовом помещении — 10 мкЗв/ч через 24 ч после остановки реактора ИТЭР. Наиболее критичным в данном случае оказывается соблюдение требований для межпортового пространства.

Расчёты показывают, что использование нейтронной защиты, диаметр которой не должен превышать 80 см, только вокруг вакуумного трубопровода делает выполнение этих требований невозможным. Однако существенно улучшить ситуацию позволяет установка дополнительной защиты в виде специального нейтронного коллиматора непосредственно перед входом в вакуумный трубопровод системы, а именно в диагностическом защитном модуле № 2 [3]. Идея заключается в использовании металлических пластин, которые устанавливаются вдоль оси вакуумного трубопровода и в поперечном сечении образуют решётку. Такой коллиматор не оказывает существенного влияния на поток нейтральных атомов, регистрируемых анализаторами, поскольку в анализаторы из-за их значительного удаления от плазмы поступает практически параллельный пучок атомов. При этом взаимодействие нейтронов с материалом пластин коллиматора, рассеяние и поглощение в нейтронной защите портовой заглушки приводят к вы-

воду нейтронного излучения из каналов коллиматора и существенному снижению плотности потока нейтронов, попадающего в вакуумный трубопровод. В результате на выходе из коллиматора формируется параллельный поток нейтронов, который проходит почти без рассеяния через трубопровод и оба анализатора и поглощается в нейтронной ловушке.

Основу конструкции предыдущего варианта коллиматора составляли пластины из вольфрама, которые устанавливались в корпус коллиматора, имеющего для этого специальные пазы [2]. Тугоплавкие свойства вольфрама обеспечивали тепловую устойчивость коллиматора, поскольку он располагался в непосредственной близости к плазме и испытывал значительные тепловые нагрузки. Испытания данного варианта коллиматора при одновременном воздействии тепловой и виброударной нагрузок, ожидаемых на ИТЭР, привели к его разрушению. Поэтому возникла необходимость разработки новой версии конструкции нейтронного коллиматора, который обеспечил бы устойчивость его работы на ИТЭР.

ВЫБОР НОВОЙ КОНСТРУКЦИИ КОЛЛИМАТОРА

Основная причина неустойчивости предыдущего варианта коллиматора к виброударной нагрузке заключалась в наличии резонансных частот, обусловленных сборной конструкцией. В новом варианте в качестве основного коллимирующего элемента предусмотрено использование цельнометаллической конструкции.

На рис. 2 показана трёхмерная конструкторская модель одного из блоков коллиматора, разработанная для нового варианта.

В качестве оптимальной как с точки зрения изготовления, так и с точки зрения более равномерного охлаждения была выбрана цилиндрическая форма корпуса блока коллиматора, которая обеспечивает наименьший градиент температур между внутренними ячейками и основным телом корпуса блока коллиматора. Корпус изготавливается из цельного металлического куска электроэрозионным методом. Его внутренняя часть имеет восемь секторов, между которыми предусмотрен небольшой зазор для компенсации теплового расширения, а каждый из секторов имеет по три трапециевидальные ячейки.

Трубка водяного охлаждения блока коллиматора имеет форму винта с загнутыми концами. Для того чтобы при сборке трубку можно было «навинтить» на корпус блока коллиматора, места его крепления к кожуху нейтронной защиты в портовой ячейке выполнены в виде двух «гребёнок» (на рис. 2 сверху и снизу). Кроме того, для улучшения отвода тепла на внешней стороне корпуса блока коллиматора предусмотрена винтовая канавка с углублением на величину наружного радиуса трубки охлаждения, что позволяет увеличить площадь соприкосновения между трубкой и корпусом. Трубка закрепляется на корпусе блока коллиматора с помощью прерывистого сварного шва. На рис. 3 показан внешний вид блока коллиматора, установленного в кожух нейтронной защиты.

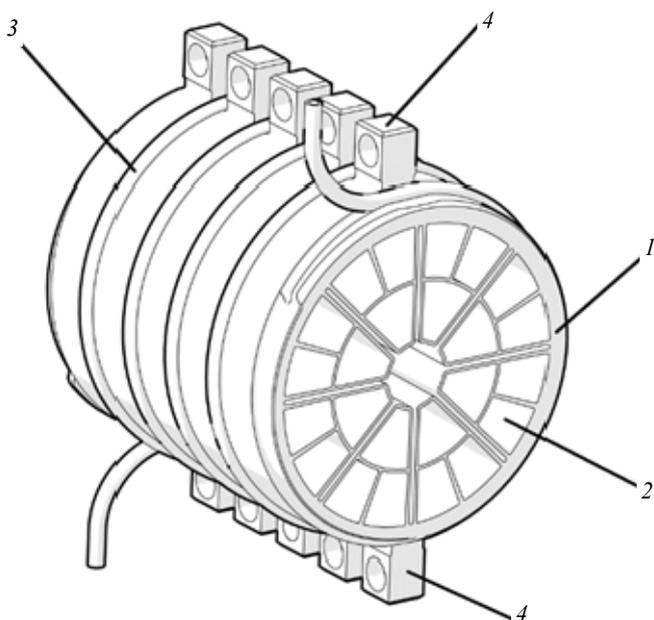


Рис. 2. 3D-конструкторская модель блока коллиматора с охлаждением: 1 — корпус коллиматора; 2 — трапециевидальные ячейки коллиматора; 3 — трубка водяного охлаждения; 4 — места крепления корпуса к кожуху нейтронной защиты

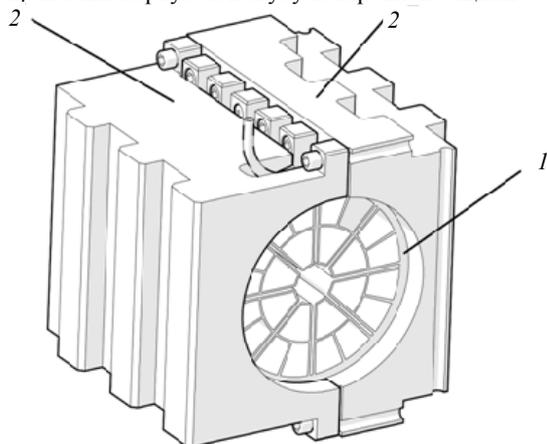


Рис. 3. Внешний вид блока коллиматора в кожухе нейтронной защиты: 1 — блок нейтронного коллиматора; 2 — элементы кожуха нейтронной защиты портовой заглушки

Полная конструкция нейтронного коллиматора состоит из пяти блоков, описанных ранее, которые устанавливаются в диагностическом защитном модуле № 2 последовательно друг за другом (рис. 4).

Хотя конструкция всех блоков коллиматора одинакова, их внутренний диаметр отличается, уменьшаясь от 190 до 180 мм при переходе от первого блока, расположенного вблизи края плазмы, к последнему. Это обусловлено тем, что телесный угол обзора анализаторов определяется двумя отверстиями: отверстием в диагностической первой стенке (диаметр 200 мм) и входной диафрагмой атомных анализаторов (диаметр 20 мм). Поэтому по мере удаления от плазмы поперечное сечение телесного угла обзора анализаторов уменьшается. В соответствии с этим для уменьшения потока нейтронов, проникающих в вакуумный трубопровод диагностической системы, был оптимизирован (уменьшен) и внутренний диаметр блоков коллиматора. При этом трубками водяного охлаждения оснащены только первые два блока коллиматора, поскольку для остальных блоков тепловая нагрузка оказывается незначительной.

Как и в предыдущем варианте [2], прозрачность нейтронного коллиматора для потока нейтральных атомов составляет величину около 80%.

РАСЧЁТ УСТОЙЧИВОСТИ БЛОКА КОЛЛИМАТОРА К ТЕПЛОВЫМ ДЕФОРМАЦИЯМ И РЕЗУЛЬТАТЫ ВИБРОУДАРНЫХ ИСПЫТАНИЙ

Устойчивость нового варианта коллиматора к нагрузкам, обусловленным его нагревом под действием излучений плазмы и связанным с этим напряжением конструкции, была проверена с помощью компьютерного моделирования. При этом использовалась конечно-элементная модель корпуса блока коллиматора (рис. 5), к которой прикладывались объёмные и поверхностные тепловые нагрузки. Предполагалось, что объёмные нагрузки обусловлены нейтронным потоком, а поверхностные — излучением плазмы.

По мере удаления от плазмы нагрузки снижаются, поэтому рассчитывалось температурное состояние первого блока коллиматора, расположенного ближе всего по отношению к плазме. Учитывалось как прямое излучение, попадающее на различные поверхности блока коллиматора, так и дополнительное излучение, возникающее при переизлучении тепла во внутренних полостях и зазорах. Необходимо отметить также, что в ходе развития диагностических систем, расположенных в экваториальном порту № 11, существенное уменьшение претерпела входная апертура в первой диагностической стенке в районе расположения коллиматора. Результатом этого стало снижение тепловой нагрузки на коллиматор, что дало возможность рассмотреть вариант его изготовления из не таких тугоплавких материалов, как вольфрам. В данной статье мы приводим результаты расчётов для нейтронного коллиматора, из-

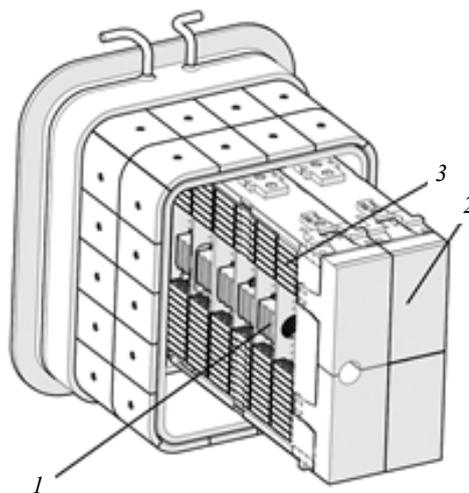


Рис. 4. Внешний вид конструкции портовой заглушки № 11 (экваториальный порт EQ11), в которой расположен нейтронный коллиматор: 1 — коллиматор, состоящий из пяти блоков; 2 — диагностическая первая стенка; 3 — элементы нейтронной защиты портовой заглушки. На рисунке не показаны внутривортовые элементы других диагностик и скрыт один из трёх диагностических защитных модулей

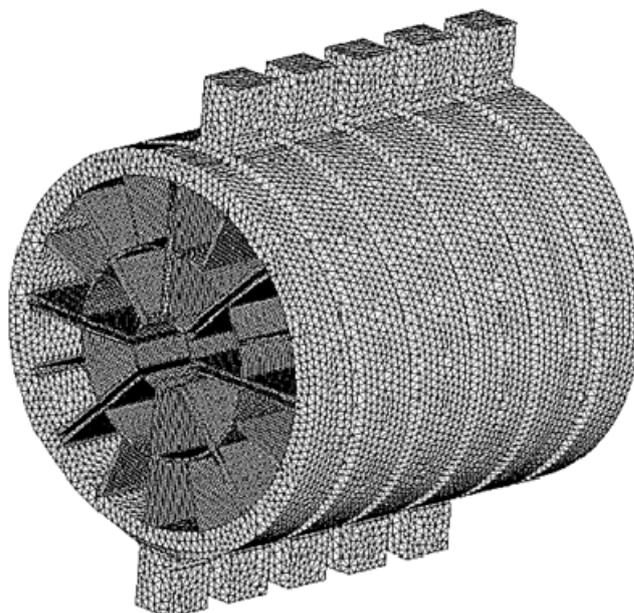


Рис. 5. Конечно-элементная модель корпуса блока коллиматора

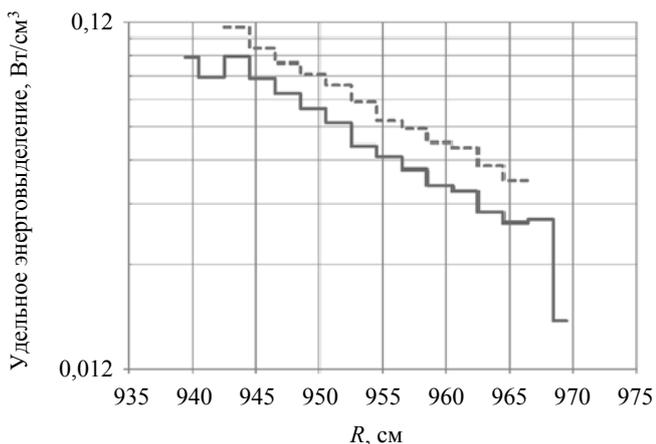


Рис. 6. Распределение среднего удельного энерговыделения в первом блоке коллиматора вдоль его оси. В анализе используется глобальная система координат ИТЭР. По оси абсцисс отложено расстояние от вертикальной оси токамака вдоль большого радиуса вакуумной камеры ИТЭР. Верхний график относится к стенкам трапецидальных ячеек, нижний — к кожуху коллиматора. Положение первой стенки реактора соответствует значению 844 см по оси абсцисс (на рисунке не отмечена)

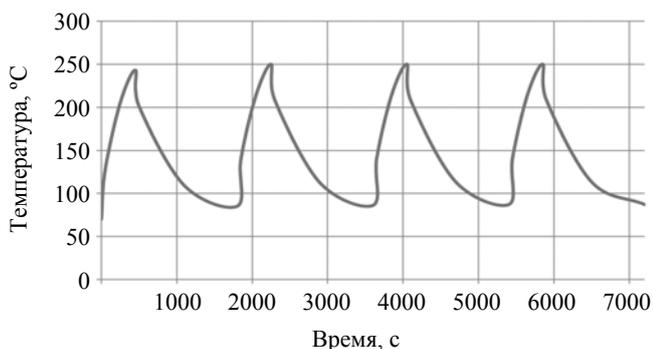


Рис. 7. Изменение максимальной температуры первого блока нейтронного коллиматора, расположенного вблизи плазмы

существенно уменьшит вес коллиматора и повысит его надёжность при воздействии нагрузок, поскольку в данном случае коллиматор и его внешняя оболочка изготавливаются из одного и того же материала.

готовленного из нержавеющей стали 316L(N)-ITER grade.

На рис. 6 показаны распределения среднего удельного энерговыделения вдоль оси первого блока коллиматора, нормированные на 500 МВт термоядерной мощности реактора ИТЭР.

На рис. 7 приведены результаты нестационарного расчёта температуры первого блока коллиматора с учётом периодичности следования разрядов реактора ИТЭР. Расчёт показал, что выход на квазистационарное температурное распределение происходит ко второму разряду. На рисунке представлены результаты расчёта, выполненного для первых четырёх разрядов.

На рис. 8 показаны пространственные распределения максимальной температуры в первом блоке нейтронного коллиматора, а также в окружающем коллиматор кожухе нейтронной защиты в момент времени, соответствующий концу второго разряда реактора.

Важно отметить, что максимальная температура первого блока коллиматора и кожуха нейтронной защиты после выхода на квазистационарное температурное распределение не превосходит 250 °C. Расчёты показывают также, что при использовании водяного охлаждения с начальной температурой теплоносителя 70 °C и умеренным расходом 0,064 кг/с догрев воды не превысит 3 °C.

Таким образом, с точки зрения тепловых нагрузок использование коллиматора из нержавеющей стали полностью себя оправдывает. Это

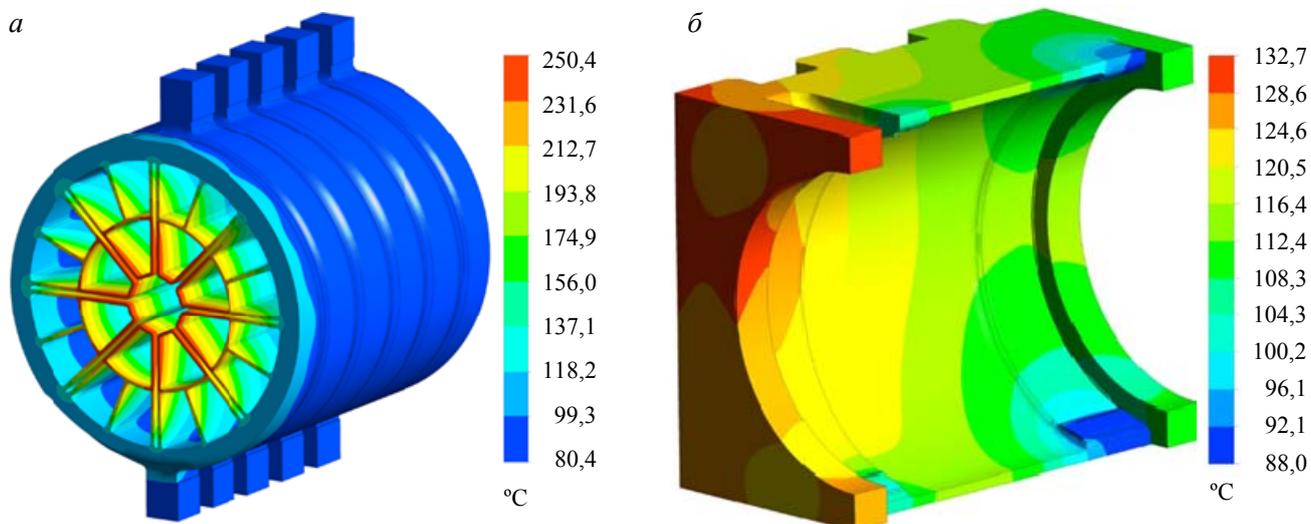


Рис. 8. Распределение температуры (°C) в первом блоке нейтронного коллиматора (а) и в кожухе нейтронной защиты (б) в конце второго разряда реактора ИТЭР

Кроме того, на основе результатов теплового моделирования был проведён расчёт интенсивности напряжений, возникающих в рассматриваемом варианте коллиматора за счёт его теплового расширения. Расчёт показал, что максимальная интенсивность напряжений в коллиматоре составляет величину 186 МПа. Основная составляющая напряжений определяется сжатием ребра коллиматора у края корпуса. Максимальная интенсивность напряжений в кожухе нейтронной защиты не превышает 45 МПа. Пространственное распределение интенсивности напряжений в расчётных элементах, возникающее к концу восьмого разряда реактора ИТЭР, приведено на рис. 9.

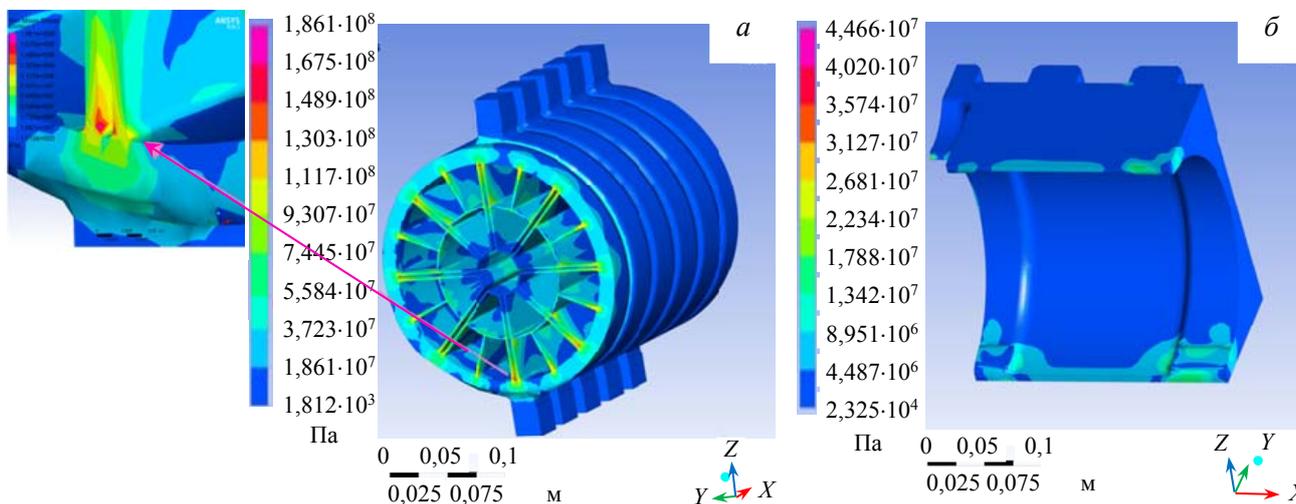


Рис. 9. Распределение интенсивности напряжений в первом блоке нейтронного коллиматора (а) и в кожухе нейтронной защиты (б) в конце второго реактора ИТЭР

Помимо расчётов интенсивности напряжений, была сделана оценка предельного количества циклов подъёма и спада температуры коллиматора. Размах полной деформации в коллиматоре из нержавеющей стали в цикле от $70\text{ }^{\circ}\text{C}$ до максимальной температуры $250\text{ }^{\circ}\text{C}$ составил величину около $0,107\%$, что соответствует предельно допустимому количеству температурных циклов 100 000. Поскольку в дейтерий-третиевом режиме работы установки предполагается, что количество таких циклов не превысит 30 000, то можно сделать вывод о том, что нейтронный коллиматор сохранит свою работоспособность в течение всего периода работы реактора ИТЭР.

Дополнительно были проведены экспериментальные испытания макета блока коллиматора на вибрационную и ударную прочность. Испытания проводились вдоль трёх пространственных координат на частоте 100 Гц, соответствующей собственной частоте колебаний блока коллиматора, и при ускорениях до 11 g. Испытания подтвердили высокую надёжность выбранной конструкции.

РАСЧЁТ ЭФФЕКТИВНОСТИ НЕЙТРОННОГО КОЛЛИМАТОРА

Расчётный анализ влияния нейтронного коллиматора на радиационную обстановку в межпортовом пространстве экваториального диагностического порта № 11 ИТЭР был выполнен в 40° сектора модели реактора ИТЭР C-Lite (v2) [4] для двух вариантов. В первом варианте коллиматор устанавливался в диагностический защитный модуль № 2 на ось анализаторов. Во втором варианте вместо блоков коллиматора устанавливались модули с цилиндрическими вырезами, диаметр которых соответствовал диаметру канала анализаторов. Такие модули не препятствовали распространению нейтронного потока. На рис. 10 показан фрагмент нейтронной модели в вертикальном разрезе для варианта с установленным коллиматором.

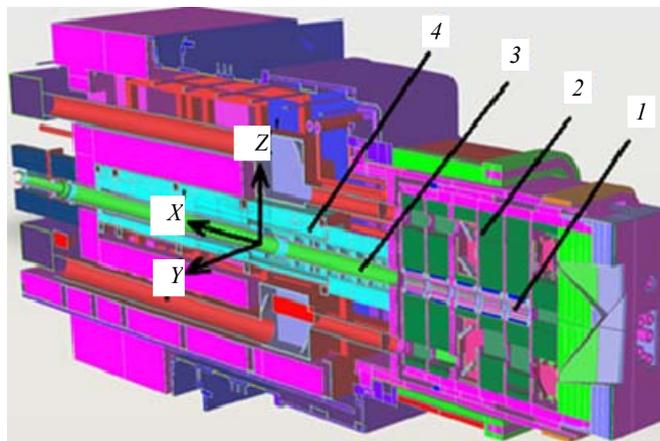


Рис. 10. Фрагмент нейтронной модели экваториального порта № 11 в вертикальном сечении: 1 — коллиматор; 2 — нейтронная защита в портовой заглушке; 3 — вакуумный трубопровод; 4 — нейтронная защита вакуумного трубопровода

В нейтронном анализе использовалась локальная система координат, оси которой X' , Y' и Z' отмечены на рис. 10. Её можно получить из глобальной системы координат токамака (TGCS) [5] с помощью следующих преобразований: поворот вокруг вертикальной оси Z на 240° , смещение вдоль полученной оси X' на 1249 см и смещение вдоль оси Z на 62,3 см. На рис. 11 и 12 графические результаты расчётов представлены в трёх ортогональных сечениях: $Z' = 0$ см — горизонтальной плоскости, проходящей через ось вакуумного канала анализаторов; $Y' = 0$ см — вертикальной продольной плоскости, совпадающей с плоскостью симметрии модели (плоскость разреза на рис. 10); $X' = 0$ см — поперечной плоскости, соответствующей зоне обслуживания диагностических систем в межпортовом помещении.

Сравнение пространственного распределения полного потока нейтронов для двух вариантов расчёта показано на рис. 11. Расчёт нейтронных потоков был проведён для стандартного нейтронного источника модели C-Lite с нормировкой термоядерной мощности на 500 МВт. Расчёт активации был выполнен для сценария облучения SA2 [6] без учёта вклада нейтронов из соседних портов реактора. Для активированных материалов экваториального порта № 11 и его защиты были рассчитаны соответствующие источники γ -излучения. Пространственные распределения мощности эквивалентной дозы, создаваемой этим γ -излучением, в межпортовом пространстве через 12 дней после остановки реактора были получены пересчётом потока γ -квантов согласно коэффициентам конверсии ICRP-74 [7].

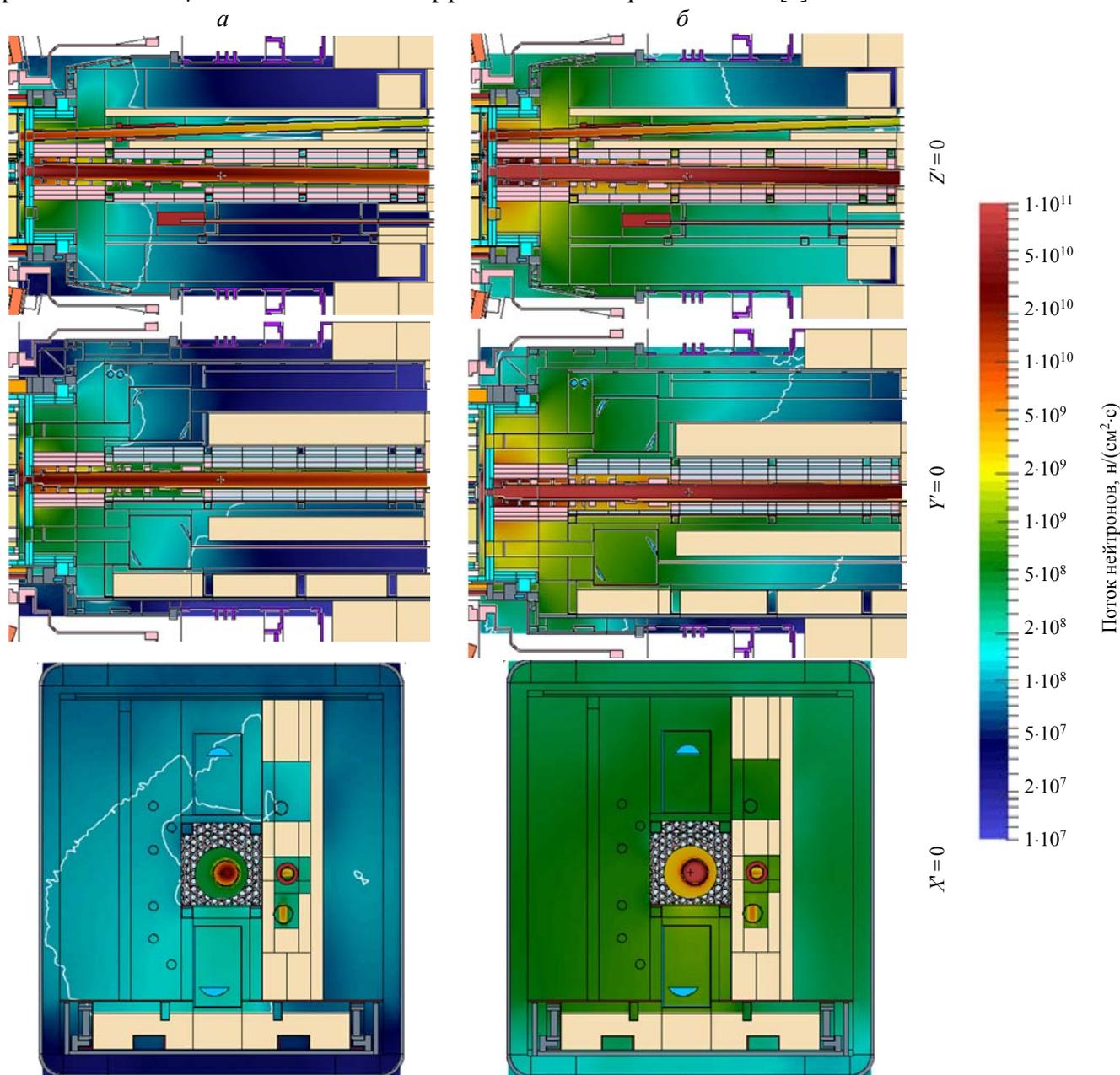


Рис. 11. Пространственное распределение полного потока нейтронов в межпортовом пространстве в сечениях $Z' = 0$ см, $Y' = 0$ см, $X' = 0$ см, варианты: *a* — с коллиматором, *б* — без коллиматора. Изолиния показывает величину потока нейтронов 10^8 н/(см²·с)

Результаты расчётов пространственного распределения мощности эквивалентной дозы для двух вариантов представлены на рис. 12.

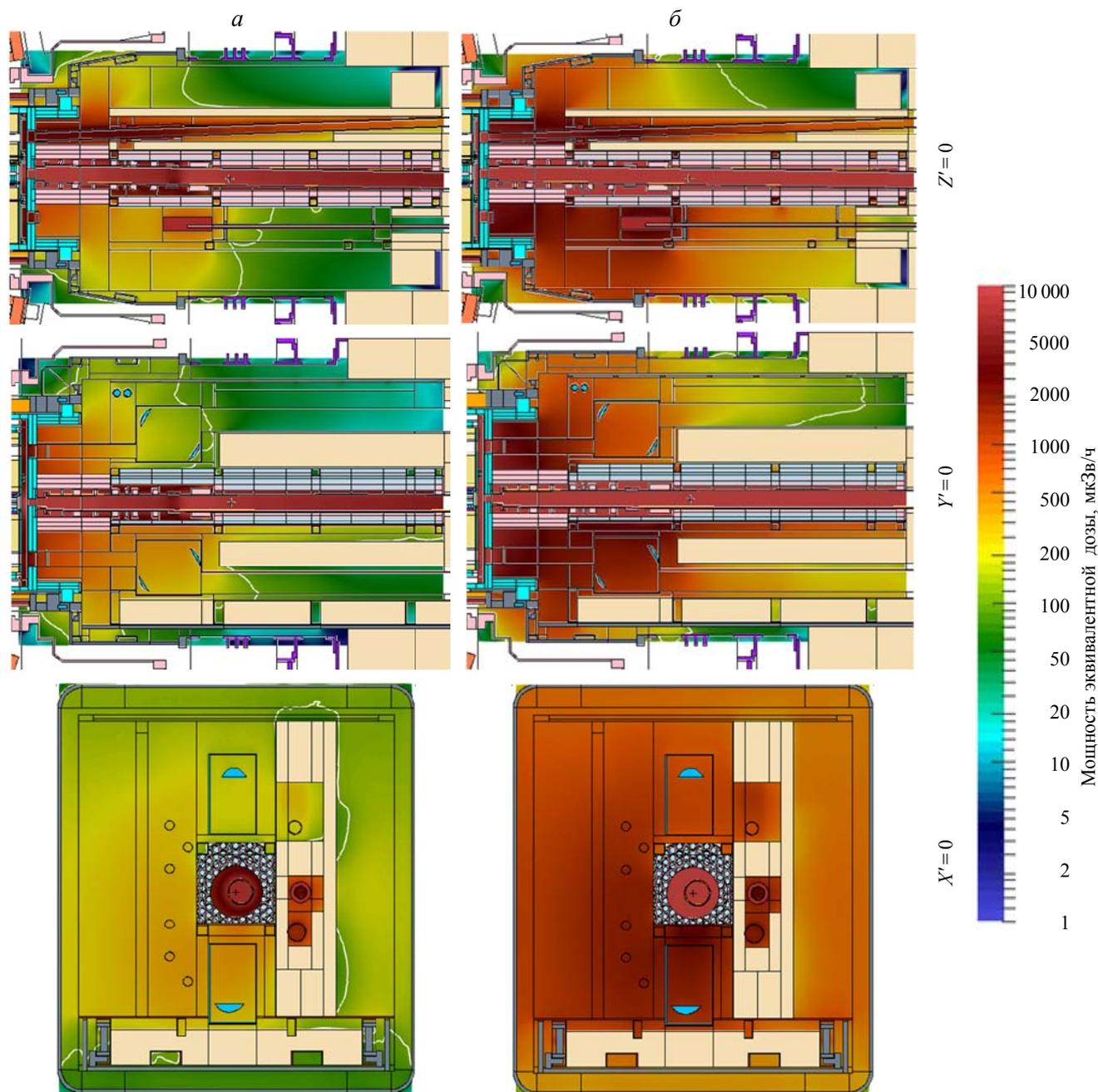


Рис. 12. Пространственное распределение мощности эквивалентной дозы в сечениях $Z' = 0$ см, $Y' = 0$ см, $X' = 0$ см межпортowego пространства на 12-й день выдержки, варианты: *a* — с коллиматором, *b* — без коллиматора. Изолиния показывает величину дозы 100 мкЗв/ч

Поскольку справа от канала NPA (на рисунках для $X = 0$) количество отверстий во фланце экваториального порта, используемых соседними диагностическими системами, больше, то наблюдается пространственная асимметрия мощности эквивалентной дозы в медианной плоскости модели. Наиболее важными являются результаты расчёта, полученные для зон, актуальных с точки зрения обслуживания. Эти зоны расположены примерно на расстоянии 15 см от фланца экваториального порта, в 1 м от медианной плоскости модели ($Y' = 0$ см) и на высоте оси вакуумного канала анализаторов ($Z' = 0$ см). Численный анализ результатов, полученных для этих зон, показывает, что мощность эквивалентной дозы в варианте без коллиматора составит 1016 мкЗв/ч (слева от канала NPA) и 1060 мкЗв/ч (справа от канала NPA). Для варианта с установленным коллиматором мощность эквивалентной дозы в тех же зонах равна 210 и 380 мкЗв/ч соответственно. Таким образом, использование нейтронного коллиматора в канале NPA позволяет уменьшить мощность эквивалентной дозы в экваториальном порту № 11 в зоне нахож-

дения персонала, обслуживающего узлы диагностических систем, расположенных непосредственно за фланцем экваториального порта, в ~ 3 —5 раз.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработана новая конструкция нейтронного коллиматора, в которой основной коллимирующий элемент изготавливается из цельнометаллического куска нержавеющей стали 316L(N)-ITER grade. Установка коллиматора в вакуумный трубопровод диагностической системы атомных анализаторов позволяет существенно (в ~ 3 —5 раз) уменьшить контактную дозу в межпортовом помещении в зоне обслуживания диагностических систем экваториального порта № 11 при незначительном уменьшении потока нейтральных атомов, регистрируемых атомными анализаторами. При этом даже в разрядах с генерацией максимальной мощности 500 МВт температура коллиматора не превысит 250 °С.

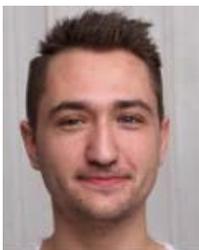
Модельные расчёты в пакете ANSYS версии R18.2 подтвердили высокую устойчивость конструкции коллиматора к тепловым деформациям, возникающим при воздействии излучений плазмы реактора. Макет блока коллиматора прошёл успешные испытания на вибрационную и ударную нагрузки. Анализ циклической прочности коллиматора в диапазоне температуры 70—250 °С показал, что он удовлетворяет требованиям ИТЭР по количеству температурных циклов и не требует замены на протяжении всего дейтерий-тритиевого эксперимента реактора.

Разработанный нейтронный коллиматор может быть рекомендован к использованию в других диагностических системах, использующих вакуумные трубопроводы для соединения регистрирующей аппаратуры с плазмой реактора, с целью уменьшения контактной дозы радиации в помещениях, где располагаются компоненты диагностик.

Работа выполнена при частичной финансовой поддержке Проектного центра ИТЭР в рамках госконтракта № Н.4а.241.19.19.1009 от 26.12.2018. Часть работы, связанная с анализом результатов расчётов, выполнена в рамках государственного задания по теме № 0040-2019-0023.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Afanasyev V.I., Chernyshev F.V., Kislyakov A.I., Kozlovski S.S., Ljublin B.V., Mironov M.I., Melnik A.D., Nesenevich V.G., Petrov M.P., Petrov S.Ya. Neutral Particle analysis on ITER — present status and prospects. — Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, 2010, vol. 621, p. 456—467.
2. Петров С.Я., Афанасьев В.И., Мельник А.Д., Миронов М.И., Наволоцкий А.С., Несеневич В.Г., Петров М.П., Чернышев Ф.В., Кедров И.В., Кузьмин Е.Г., Люблин Б.В., Козловский С.С., Мокеев А.Н. Особенности конструкции системы диагностики по потокам атомов изотопов водорода для международного термоядерного реактора ИТЭР. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2016, т. 39, вып. 1, с. 68—80.
3. Петров С.Я., Наволоцкий А.С., Маринин Г.В., Александров И.В., Терентьев Д.В., Филиппов А.С. Коллиматор нейтронов. Заявка на изобретение № 2018118669, 21.05.2018.
4. CLITE_V2_REV150304_MOD, Eduard Polunovskiy private communication.
5. Loughlin M.J. Recommendations on Computation of Dose from Flux Estimates, uid 29PJCT, 2008.
6. ICRP recommendations, ICRP Publication 60, Annals of the ICRP, vol. 21, № 1—3, 1990.



Андрей Сергеевич Наволоцкий, и.о. м.н.с.; Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе РАН, 194021 Санкт-Петербург, Политехническая ул. 26, Россия
anavolotsky@mail.ioffe.ru



Валерий Иванович Афанасьев, заведующий лабораторией, д.ф.-м.н.; Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе РАН, 194021 Санкт-Петербург, Политехническая ул. 26, Россия
val@npd.ioffe.ru



Андрей Дмитриевич Мельник, н.с., к.ф.-м.н.; Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе РАН, 194021 Санкт-Петербург, Политехническая ул. 26, Россия
amelnik@npd.ioffe.ru



Максим Игоревич Миронов, с.н.с., к.ф.-м.н.; Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе РАН, 194021 Санкт-Петербург, Политехническая ул. 26, Россия
maxim@npd.ioffe.ru



Владислав Георгиевич Несеневич, н.с., к.ф.-м.н.; Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе РАН, 194021 Санкт-Петербург, Политехническая ул. 26, Россия
nesenevich@npd.ioffe.ru



Сергей Яковлевич Петров, с.н.с., к.ф.-м.н.; Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе РАН, 194021 Санкт-Петербург, Политехническая ул. 26, Россия
spetrov@npd.ioffe.ru



Михаил Петрович Петров, г.н.с., д.ф.-м.н.; Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе РАН, 194021 Санкт-Петербург, Политехническая ул. 26, Россия
mpetrov@npd.ioffe.ru



Федор Всеволодович Чернышев, с.н.с., д.ф.-м.н.; Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе РАН, 194021 Санкт-Петербург, Политехническая ул. 26, Россия
fvc@npd.ioffe.ru



Илья Валерьевич Александров, ведущий инженер-конструктор; ООО «РУССКИЕ ТЕХНОЛОГИИ», 195279 Санкт-Петербург, Индустриальный пр. 44, Россия
ilia.alexandrov.83@mail.ru



Геннадий Васильевич Маринин, генеральный директор; ООО «РУССКИЕ ТЕХНОЛОГИИ», 195279 Санкт-Петербург, Индустриальный пр. 44, Россия
techster@gmail.com



Денис Валерьевич Терентьев, ведущий инженер-конструктор; ООО «РУССКИЕ ТЕХНОЛОГИИ», 195279 Санкт-Петербург, Индустриальный пр. 44, Россия
den2006@list.ru



Александр Сергеевич Филиппов, технический директор; ООО «РУССКИЕ ТЕХНОЛОГИИ», 195279 Санкт-Петербург, Индустриальный пр. 44, Россия
acfilippov@gmail.com



Александр Вячеславович Белов, начальник группы; АО «НИИЭФА им. Д.В. Ефремова», 196641 Санкт-Петербург, пос. Металлострой, дорога на Металлострой 3, Россия
belov@sintez.niiefa.spb.su



Елена Игоревна Гапионок, ведущий математик; АО «НИИЭФА им. Д.В. Ефремова», 196641 Санкт-Петербург, пос. Металлострой, дорога на Металлострой 3, Россия
elena.gaponok@gmail.com



Игорь Валерьевич Кедров, ведущий конструктор; АО «НИИЭФА им. Д.В. Ефремова», 196641 Санкт-Петербург, пос. Металлострой, дорога на Металлострой 3, Россия
kedrov@sintez.niiefa.spb.su



Алексей Юрьевич Конин, инженер-исследователь 2-й категории; АО «НИИЭФА им. Д.В. Ефремова», 196641 Санкт-Петербург, пос. Металлострой, дорога на Металлострой 3, Россия
konin@sintez.niiefa.spb.su



Борис Владимирович Люблин, в.н.с., к.ф.-м.н., ветеран атомной энергетики и промышленности; АО «НИИЭФА им. Д.В. Ефремова», 196641 Санкт-Петербург, пос. Металлострой, дорога на Металлострой 3, Россия
lyublin@sintez.niiefa.su



Мария Владимировна Суханова, начальник лаборатории; АО «НИИЭФА им. Д.В. Ефремова», 196641 Санкт-Петербург, пос. Металлострой, дорога на Металлострой 3, Россия
sukhanova@sintez.niiefa.spb.su



Виктор Николаевич Танчук, начальник лаборатории, ветеран атомной энергетики и промышленности; АО «НИИЭФА им. Д.В. Ефремова», 196641, Санкт-Петербург, пос. Металлострой, дорога на Металлострой 3, Россия
victor.tanchuk@sintez.niiefa.spb.su



Александр Андреевич Хитрук, ведущий исследователь, инженер; АО «НИИЭФА им. Д.В. Ефремова», 196641, Санкт-Петербург, пос. Металлострой, дорога на Металлострой 3, Россия
Khitruk_a@mail.ru



Андрей Алексеевич Борисов, с.н.с; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия
Borisov_AA@nrcki.ru



Наталья Александровна Дерябина, инженер; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия



Александр Николаевич Мокеев, в.н.с., к.ф.-м.н.; Частное учреждение «ИТЭР-Центр», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, стр. 3, Россия
a.mokeev@iterf.ru

Статья поступила в редакцию 5 февраля 2020 г.

После доработки 23 марта 2020 г.

Принята к публикации 15 мая 2020 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2020, т. 43, вып. 2, с. 38—48.