УДК 621.039.683

НЕКОТОРЫЕ ОСОБЕННОСТИ РАЗМЕЩЕНИЯ ТОКАМАКА ИГНИТОР НА ПЛОЩАДКЕ АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ»

М.Л. Субботин¹, А.А. Гостев², В.И. Хрипунов¹¹НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия²АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Троицк, Москва, Россия

В настоящее время Россия и Италия активно обсуждают возможность совместного осуществления эксперимента по зажиганию D—T-плазмы, удерживаемой сильными магнитными полями в токамаке Игнитор, разработанного командой под руководством профессора Бруно Коппи. Как одно из возможных мест для размещения и выполнения программы работ на токамаке Игнитор предложена площадка ГНЦ РФ ТРИНИТИ в Троицке, вошедшего недавно в состав Большой Москвы. В работе представлены результаты системного анализа проекта, выполненного итальянскими и российскими специалистами с целью возможной адаптации Игнитора на этой площадке для успешного выполнения эксперимента по зажиганию. Подтверждено соответствие имеющейся на площадке, как одной из важнейших, системы энергоснабжения, вспомогательных систем и инженерной инфраструктуры техническим требованиям проекта, определена степень их готовности к эксплуатации токамака в соответствии с научной программой эксперимента по зажиганию. Ключевым условием для выполнения этой программы является возможность проведения на площадке легитимных и безопасных экспериментов с топливными композициями, содержащими тритий. Первые результаты исследований по безопасности проекта токамака Игнитор, выполненные итальянскими и российскими специалистами, также представлены в настоящей статье. Дополнительно выполнена предварительная оценка нейтронно-физических параметров токамака, радиационных полей вблизи установки и за её пределами. Показано, что в экспериментах с дейтерий-тритиевой плазмой можно ожидать значительного выхода термоядерных нейтронов $3,3 \cdot 10^{19}$ н/с, высокой нейтронной нагрузки на стенку камеры ~ 2 МВт/м² и больших нейтронных потоков $\sim 1,1 \cdot 10^{15}$ см⁻²·с⁻¹. Такие нейтронные параметры сравнимы или превышают значения, ожидаемые для экспериментальных токамаков-реакторов типа ДЕМО ближайшего будущего. В этой связи отмечена необходимость дальнейшего более тщательного рассмотрения защитных характеристик и активации элементов конструкции, а также элементов конструкции диагностических систем, систем обслуживания и безопасности. Полученные оценки будут использованы в дальнейшем для разработки технического проекта, предусматривающего модернизацию и реконструкцию инженерно-физической и энергетической инфраструктуры экспериментально-стендового комплекса ТСП АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ».

Ключевые слова: Игнитор, токамак, системы, реакторная площадка, технические требования.

SOME FEASIBILITIES OF THE IGNITOR LOCATION WITHIN THE TRINITY SITE

M.L. Subbotin¹, A.A. Gostev², V.I. Khripunov¹¹NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia²JSC «SRC RF TRINITY», Troitsk, Moscow, Russia

At present an idea to realize jointly the magnetically confined D—T plasma ignition experiment in the Ignitor tokamak is under discussion between Russia and Italy. As a possible place for the Ignitor mounting and operation the Russian party suggested the TRINITY site (Troitsk, now within «the Big Moscow»). The Ignitor project developed by Prof. Bruno Coppi and his team was analyzed in-depth by Russian and Italian specialists to ascertain technical requirements for safe use of fuel containing tritium as well as to the available power supply system and to the engineering infrastructures providing required exploitation of the tokamak and investigation accomplishment in accordance with the scientific program. The number of supporting engineering systems and subsystems was determined. The technical requirements for them were established. A preliminary nuclear performance evaluation was performed showing that the D—T neutron yield of $\sim 3.3 \cdot 10^{19}$ n/s, the first wall neutron loading of ~ 2 MW/m² and the maximum neutron flux of $\sim 1.1 \cdot 10^{15}$ cm⁻²·s⁻¹ may be expected in the D—T operation period. These neutron parameters are comparable or even exceed the values for experimental tokamaks of the near future. Therefore radiation shielding, component activation, maintenance and diagnostic procedures, as well as safety requirements need to be further clarified and considered attentively. These requirements will be used further to provide a concept project development that may cause modernization and reconstruction of some power supply and other engineering systems of the TRINITY site.

Key words: Ignitor, tokamak, systems, site, requirements.

DOI: 10.21517/0202-3822-2018-41-3-80-92

ВВЕДЕНИЕ

Как известно, в настоящее время основные международные центры, занимающиеся исследованиями в области термоядерного синтеза с магнитным удержанием, сосредоточенно и активно осуществляют научную и технологическую поддержку проекта ИТЭР [1].

Вместе с этим многие годы изучается возможность осуществления реакции синтеза в плотной плазме, нагретой до термоядерных температур исключительно за счёт генерации тока в такой плазме.

Только сильные магнитные поля ($B_T \geq 13$ Тл) способны обеспечить поддержание устойчивого тока, необходимого для нагрева плазмы в токамаке до термоядерных температур.

Для подтверждения идеи осуществления зажигания в компактных токамаках с сильными магнитными полями и высокой плотностью плазмы в США в течение более 30 лет были построены и исследовались токамаки серии Alcator. В СССР под руководством академиков Е.П. Велихова и Б.Б. Кадомцева осуществлялся проект «Токамак с сильным полем (ТСП)». В ТСП для достижения термоядерных параметров предполагалось использовать механизм адиабатического инварианта, когда с нарастанием магнитного поля плазма перемещалась в область меньшего объёма разрядной камеры, т.е. объём плазмы уменьшался и соответственно росла её плотность и температура.

Многие годы профессор Бруно Коппи с сотрудниками развивают теорию эксперимента по зажиганию. Для осуществления этого эксперимента они тщательно проработали проект токамака Игнитор [2, 3], и к настоящему времени опубликовано более 100 работ, посвящённых различным аспектам этого проекта [4, 5].

С 2010 г. согласно межправительственному Меморандуму о взаимопонимании специалисты Италии и России изучают возможность осуществления предусмотренного проектом Игнитор эксперимента по зажиганию на основе инженерно-физической и энергетической инфраструктуры комплекса ТСП АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» в г. Троицке, Москва [6, 7].

В настоящее время Россия и Италия находятся в стадии подготовки переговоров по разработке и подписанию Российско-Итальянского межправительственного соглашения о сооружении термоядерного реактора Игнитор на российской территории. Соглашение предусматривает проектирование, изготовление и монтаж оборудования, а также и реализацию научной программы исследований на токамаке Игнитор. Основная задача Соглашения — совместное осуществление эксперимента по проверке возможности зажигания D—T-термоядерной реакции в плотной плазме токамака Игнитор, удерживаемой сверхсильными магнитными полями.

В рамках развития этого процесса в течение 2014—2015 гг. совместной российско-итальянской рабочей группой был подготовлен Концептуальный проект токамака Игнитор. В 2016 г. Концептуальный проект был утверждён ответственными министерствами Российской Федерации (Министерством образования и науки) и Итальянской Республики (Министерством образования, университетов и научных исследований), назначенными в соответствии с Межправительственным российско-итальянским меморандумом о взаимопонимании от 2010 г.

Основной зоной ответственности Итальянской Республики является проектирование, изготовление и доставка на территорию Российской Федерации токамака Игнитор.

Ответственностью Российской Федерации является подготовка инженерно-энергетической и социальной инфраструктуры, обеспечивающей приём, сборку и эксплуатацию токамака Игнитор на площадке Российской Федерации.

В настоящее время основным местом размещения токамака Игнитор рассматривается экспериментально-стендовый комплекс ТСП АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», г. Троицк, Москва.

В связи с отсутствием доступа к полноценной и детальной информации по проекту токамака Игнитор, необходимой для всесторонней оценки проекта токамака Игнитор, российскими специалистами были выполнены аналитические исследования.

В данной статье представлен подробный системный анализ технических требований для основных систем установки, их соответствия характеристикам имеющихся на площадке систем энергообеспечения и других инженерных систем, представлены результаты предварительного анализа нейтронно-физических параметров установки для подтверждения возможности осуществления эксперимента по зажиганию на площадке ТРИНИТИ.

ПРОЕКТ ТОКАМАКА ИГНИТОР

Длительное и всестороннее изучение физики зажигания термоядерной реакции в токамаке Игнитор [4, 5] показало, что возбуждение интенсивной реакции синтеза в смеси дейтерия и трития (в равных долях) может иметь место, когда ток в центральном соленоиде токамака достигнет максимального значения.

В дальнейшем при управлении профилем тока и температурой плазмы с помощью нескольких антенн микроволнового излучения небольшой мощности можно упростить переход в Н-режим. При этом макростабильность плазмы будет поддерживаться сильными магнитными полями. Их величина изменится в течение импульса, достигая пикового значения 6,5 Тл при усреднённом значении $\sim 3,5$ Тл. Такое изменение необходимо учитывать при анализе жёсткости конструкции, моделировании срывов разряда и т.п. [5].

Согласно опубликованным данным [8] так называемая «первая стенка» камеры токамака Игнитор, обращённая к плазме, представляет собой защитный слой плиток из молибденового сплава, выполняющего также роль тороидального лимитера.

Система тороидальных и полоидальных магнитов токамака выполнена из чистой меди.

Для возбуждения тока используется центральный соленоид с сильным полем (выше 14 Тл).

Все компоненты электромагнитной системы помещены внутри криостата. Перед началом рабочего импульса они предварительно захлаждаются жидким гелием до температуры 30 К. Температура 30 К соответствует оптимальному отношению электрической проводимости и теплоёмкости чистой меди. Жидкий гелиевый теплоноситель производится на гелиевой станции, которая должна быть включена в инженерно-энергетическую инфраструктуру комплекса токамака Игнитор.

Огромные электромагнитные и термомеханические нагрузки, возникающие во время импульса, компенсируются специальными С-образными удерживающими элементами из высокопрочного материала типа AISI 316.

Сочетание токамака Игнитор и экспериментально-стендового комплекса с обеспечивающей инженерно-энергетической инфраструктурой, обладающих уникальными инженерными и энергетическими характеристиками, позволяет считать этот проект одним из наиболее продвинутых физических и технических проектов в мире [8].

Общий вид основных элементов токамака Игнитор показан на рис. 1.

Рис. 1. Трёхмерная модель (а) и вертикальное сечение современного варианта конструкции Игнитора [4, 5] (б)

Основная цель научной программы Игнитор состоит в осуществлении условий зажигания D—T-плазмы в системе с магнитным удержанием и получении значительной термоядерной мощности порядка 100 МВт.

Параметры токамака установлены на основе базы знаний об удержании в токамаке плазмы высокой плотности. Основные физические параметры для различных сценариев работы токамака Игнитор приведены в работе [5]:

Тороидальный ток в плазме I_p^* , МА . . .	11
Тороидальное поле B_T , Тл . . .	13
Среднее полоидальное поле, Тл . . .	3,5
Полоидальный ток в плазме I_θ , МА . . .	~8,4
Большой радиус R_0 , м . . .	1,32
Малый радиус $a \times b$, м ² . . .	0,47·0,86
Вытянутость k . . .	1,83
Треугольность δ . . .	0,4
Объём плазмы V_0 , м ³ . . .	10
Поверхность плазмы S , м ² . . .	34
Фактор безопасности q_ψ	3,5
Мощность нагрева P_{ICRH} , МВт . . .	6,4 (один модуль), 12,8 (два модуля)
Длительность импульса, с . . .	4 (подъём тока) + 4 (плато, ~10 τ_e)
Длительность ICRH-импульса, с . . .	4

*Используются общепринятые обозначения.

Согласно [3] максимальный вес установки 776 т, высота 10 м, диаметр 8 м. Токамак Игнитор совместно с окружающим его криостатом опирается на четыре опоры, симметрично (через 90°) расположенные по кругу, при этом нагрузка на каждую из четырёх опор составляет 190 т.

ТРЕБОВАНИЯ ПРОЕКТА ИГНИТОР И ВОЗМОЖНОСТИ ПЛОЩАДКИ АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» [6, 9, 10]

В результате анализа технических характеристик систем и подсистем, необходимых для обеспечения работы установки Игнитор, сформирован перечень уже имеющихся на площадке систем, определено и подтверждено их соответствие требованиям проекта.

Энергетическая и инженерная инфраструктура комплекса ТСП. Предложение Российской Федерации о размещении токамака Игнитор на территории комплекса ТСП АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» основано на том, что в процессе реализации проекта ТСП в своё время была создана уникальная экспериментально-стендовая и инженерно-энергетическая инфраструктура, которая способна обеспечить выполнение требований проекта токамака Игнитор (рис. 2, 3).

Рис. 2. Площадка ГНЦ РФ ТРИНИТИ для возможного размещения Игнитора [11]

Рис. 3. Основное здание комплекса ТСП

Теперь необходимо определить текущее техническое состояние инженерно-физических систем комплекса и его энергетической базы и в соответствии с техническими требованиями проекта тока-

токамака Игнитор к существующим системам оценить необходимые объёмы модернизации. Основными, базовыми характеристиками комплекса ТСП, соответствующими требованиям проекта токамака Игнитор, являются:

— энергетическая инфраструктура, способная тем или иным способом обеспечить подачу на площадку токамака Игнитор до 1 ГВт электрической мощности в течение 10 с (либо от четырёх ударных генераторов, либо от стационарной сети);

— наличие экспериментального зала необходимого объёма с соответствующей биологической защитой (размером $40 \times 40 \times 40$ м и с допустимой нагрузкой на фундамент более 1000 т), сборочного корпуса, лабораторного корпуса и корпуса для вспомогательного оборудования, здания с ударными генераторами общей площадью 80 000 м²;

— наличие тритиевой и криогенной систем;

— наличие вакуумных и газовых систем;

— наличие оптоволоконной сети;

— системы охлаждения с градирней.

Основные технические параметры токамака Игнитор и характеристики поддерживающей энергетической и инженерной инфраструктуры. Анализ опубликованных работ, содержащих описание технических систем токамака Игнитор [12—16], а также международного экспериментального токамака ИТЭР [17], позволяет сформировать достаточно целостное представление о совокупном количестве необходимых энергетических, инженерных и поддерживающих систем, которые должны быть включены в состав обеспечивающей инженерно-энергетической инфраструктуры экспериментально-стендового комплекса площадки размещения токамака Игнитор.

Требования к энергетической инфраструктуре определяются базовыми режимами разряда и потребностями инженерных систем. Максимальный по нагрузке на электрические сети базовый режим разряда требует до 1 ГВт мощности в течение 10 с (рис. 4 [13, 18]), сценарий общего постоянного потребления энергии от сети — около 80 МВт (рис. 5 [18]). Расход гелия при температуре 30 К оценивается ~2 кг/с, расход азота (также при температуре 30 К) — до 1,7 кг/с [19].

Рис. 4. Сценарий базового разряда с током (●) ($I_{p \text{ макс}} = 11$ МА) и тороидальным полем (▲) ($B_{t \text{ макс}} = 13$ Тл) [18]

Рис. 5. Общее потребление энергии от сети (МВА) во время разряда [18]: — полная реактивная мощность; — полная активная мощность; — суммарная мощность

Описание системы управления плазмой приведено в работе [20], описание системы внутрикамерной робототехники — в работе [16]. Расход охлаждающей воды в постоянном режиме 200 м³/ч, расход охлаждающей воды в пиковом режиме 730 м³/ч [18]. Требования к системе дополнительного резонансного ионно-циклотронного нагрева (ICRH) согласно работе [21] составляют (характеристики системы ИЦР-нагрева на один модуль): рабочая частота 80—120 МГц; максимальная генерируемая ВЧ-мощность 4 МВт на частоте 115 МГц; максимальная генерируемая ВЧ-мощность 8 МВт на частоте 80 МГц; количество антенн на модуль 2; количество модулей 2.

В табл. 1 представлены сведённые воедино технические требования проекта Игнитор к обеспечивающей инженерно-энергетической инфраструктуре площадки размещения.

Т а б л и ц а 1. Технические требования проекта Игнитор к обеспечивающей инженерно-энергетической инфраструктуре площадки размещения

Система	Проектные характеристики
Первичный вакуум (плазменная камера)	Полный объём 15 м^3 Рабочее давление $2,5 \cdot 10^{-9}$ мбар Скорость откачки 8000 л/с
Вторичный вакуум (в пространстве криостат—машина)	Полный объём $\sim 200 \text{ м}^3$ Рабочее давление $1 \cdot 10^{-4}$ мбар Скорость откачки 420 л/с
Гелиевая криогенная система (захолаживание и охлаждение)	Массовый расход гелия 1940 г/с Мощность гелиевого компрессора 4700 кВт
Гелиевая криогенная система (стационарный режим)	Массовый расход гелия 1850 г/с Мощность гелиевого компрессора 3200 кВт
Азотная криогенная система (захолаживание и охлаждение)	Массовый расход азота 1700 г/с Мощность азотного компрессора 700 кВт
Система водяного охлаждения	Расход воды $460 \text{ м}^3/\text{ч}$

Одним из главных преимуществ комплекса ТСП является наличие мощной энергетической базы.

Согласно одному из основных требований проекта энергетическая система в рабочем режиме должна обеспечить подачу до 1 ГВт (эл.) в течение 10 с и стационарную мощность ~ 80 МВт.

Нынешнее состояние энергетического комплекса Отделения физики токамаков-реакторов ТРИНИТИ для импульсного питания электрофизических установок типа ТСП детально проанализировано в [22].

В настоящее время площадка имеет возможность получать:

- стационарно до 330 МВт от линии электропередачи;
- до 1000 МВт в течение 100 с от линии электропередачи;
- кратковременно в течение 10 с до 1000 МВт от четырёх ударных турбогенераторов.

Дополнительный энергетический потенциал может быть обеспечен следующими средствами и ресурсами:

- до 80 МВт через сеть от электростанции «Лесная»;
- индуктивным накопителем на 1 ГДж с выходной мощностью до 1000 ГВт;
- тремя ударными генераторами ТКД-200 мощностью по 200 МВт каждый;
- 10 ГВт импульсной мощности от накопителя на 10 МДж.

Дополнительные системы. В ходе аналитических исследований был определён необходимый перечень поддерживающих инженерно-физических и энергетических систем экспериментально-стендового комплекса площадки размещения токамака Игнитор, необходимых для реализации проекта. Дополнительные системы, которые потребуются в дальнейшем для выполнения экспериментальной программы (для размещения на площадке и в экспериментальном зале), это:

- система дополнительного нагрева плазмы;
- система рабочих газов;
- тритиевая система;
- система дистанционного обслуживания;
- система пеллет-инжекции;
- системы нагрева, вентиляции, кондиционирования и очистки воздуха;
- системы радиологического контроля и мониторинга окружающей среды;
- система управления, накопления информации, система блокировки и аварийная система.

Тритиевая система. Как уже отмечалось, одной из важнейших систем, предопределяющих судьбу проекта, является тритиевая система. Необходимо отметить, что в настоящее время АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» располагает лицензией на работу с 10 г трития в день, действие которой до настоящего времени не отменено. Потребуется ли для реализации проекта токамака Игнитор новая лицензия, покажет время, когда начнётся разработка совместного российско-итальянского технического проекта токамака Игнитор и возникнет необходимость согласования со всеми контролирующими государственными органами. До этого момента следует считать, что лицензия есть, она достаточна по количеству трития и её действие никто не отменял.

Согласно представленным материалам расход трития, установленный проектом токамака Игнитор, составляет около 3 г на один разряд. С учётом работы системы охлаждения магнитных катушек и вакуумной камеры в течение одного экспериментального дня возможно осуществление трёх разрядных импульсов. Таким образом, полное количество трития, необходимое для функционирования системы, согласно [23] не превышает 10 г в день.

В настоящее время российскими специалистами на основе анализа тритиевых систем современных термоядерных установок, таких как JET, TFTR и ITER, разработана современная, улучшенная технологическая схема организации топливного цикла токамака Игнитор, которую предполагается реализовать на площадке комплекса ТСП АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ». Концепция предполагает создание полнофункционального тритиевого комплекса, содержащего все необходимые системы по очистке воздуха, очистке продуктов вакуумной откачки разрядной камеры и технологического оборудования, жидких и твёрдых отходов, подготовке топливной смеси и созданию топливных криогенных пеллет для пеллетинжекции, планируемой к применению на токамаке Игнитор. Реализация концепции позволит создать один из самых современных тритиевых комплексов на площадке ТСП АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» [24],

Анализ безопасности. В процессе разработки итальянского варианта проекта токамака Игнитор, который планировался к реализации на площадке Каорсо, Пьяченца, Северная Италия (рис. 6) в период 1990—2003 гг., итальянская сторона уделяла большое внимание анализу безопасности проекта [25].

Рис. 6. Реакторная площадка Каорсо, Пьяченца, Северная Италия [24]

Анализ публикаций [26—31] показывает, что работы охватывали такие разделы безопасности проекта, как сценарии развития возможных аварийных ситуаций, возможные выбросы радиоактивности в производственные помещения и окружающую среду, влияние на персонал и население, активация конструкционных материалов, оценка объёмов радиоактивных отходов, образующихся в процессе работы токамака Игнитор, и т.д.

К сожалению, российская сторона не имеет доступа к материалам проекта, кроме тех, что были опубликованы в виде статей и докладов на конференциях.

Тем не менее в связи с активизацией переговорного процесса между Российской Федерацией и Итальянской Республикой о сооружении токамака Игнитор на площадке комплекса ТСП АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» и разработкой совместного российско-итальянского Концептуального проекта токамака Игнитор российскими и итальянскими специалистами было выполнено несколько работ по анализу безопасности проекта токамака Игнитор. Исследования проводились в привязке к площадке ТРИНИТИ (см. рис. 2) и показали, что проект Игнитор не несёт серьёзной опасности с точки зрения, как радиационного загрязнения окружающей среды, так и воздействия на персонал и население в результате нормальной эксплуатации и возникновения аварийных ситуаций, связанных с возможным выбросом радиоактивности [29—32]. Следует отметить, что эти расчёты были выполнены с использованием разработанных итальянской стороной расчётных кодов, что может не соответствовать требованиям российских регулирующих органов и поэтому эти работы следует рассматривать как предварительные. Безусловно, при разработке технического проекта токамака Игнитор анализ безопасности проекта должен быть полностью и тщательно выполнен с учётом требований российских лицензирующих органов.

ОЦЕНКА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК

При достижении условий зажигания D—T-реакции в Игниторе появятся термоядерные нейтроны, оказывающие радиационные воздействия на окружающие элементы конструкции и системы. Характеристики возникающих при этом радиационных полей, мгновенного и остаточного γ -излучения необходимо учитывать в дальнейшем при адаптации проекта на выбранной площадке.

Приведём предварительные оценки нейтронно-физических параметров Игнитора, исходя из режимов работы, разработанных и предложенных в [4, 25].

Выход нейтронов и нейтронные потоки. При максимальной интенсивности термоядерной реакции в Игниторе, планируемой в разрядах с равнокомпонентной смесью дейтерия и трития, ожидаемый выход термоядерных нейтронов с энергией 14,1 МэВ составит около $\sim 3,3 \cdot 10^{19}$ н/с [5, 33]:

Термоядерная мощность, МВт . . .	$\sim 93,6$
Мощность источника D—T-нейтронов, МВт . . .	75
Выход (интенсивность) D—T-нейтронов, н/с . . .	$3,33 \cdot 10^{19}$
Удельный выход D—T-нейтронов на 1 МВт термоядерной мощности, н/с . . .	$3,55 \cdot 10^{17}$

Такой нейтронный выход на два порядка величины превышает интенсивность $\sim 10^{17}$ н/(с·4π) проектируемых источников быстрых нейтронов с ускорительными драйверами (так называемые Accelerated Driven Systems), таких как MYRRHA [34] и IFMIF [35]).

Используя представленные в опубликованных работах по Игнитору геометрические и физические параметры камеры и плазмы, методом Монте-Карло [36] рассчитаны полоидальные распределения нейтронной нагрузки и потока нерассеянных D—T-нейтронов по стенке камеры токамака.

D-образный (по форме поперечного сечения) источник нейтронов при моделировании описывался известным соотношением плотности плазмы n и температуры T , связывающим форму магнитных поверхностей с интенсивностью нейтронного источника [37]:

$$Y_{DT-n} \sim n^2 T^2 (1 - r^2/r_s^2)^P,$$

где r — текущая координата; r_s — радиус сепаратрисы относительно центра плазмы; $P = 3-5$ для разных значений Q_{fus} — фактора как отношения термоядерной мощности к мощности систем внешнего нагрева.

Полоидальные распределения нейтронной нагрузки на поверхности плазменной камеры (DT- n Current) и потока нерассеянных термоядерных нейтронов (DT- n Flux) показаны на рис. 7. (Величины DT- n Current и DT- n Flux в МВт/м² в любой точке камеры при её полоидальном обходе отнесены к шкале, направленной перпендикулярно внешней стенке камеры в этой точке.)

Используя упрощённые одномерные модели Игнитора в виде тороидального цилиндра и сферы, рассчитаны методом дискретных ординат [38] пространственные и энергетические распределения нейтронных потоков и γ -квантов.

На рис. 8 показаны спектры нейтронов и γ -квантов вблизи первой стенки и за криостатом, нормированные на среднее значение нейтронной нагрузки $\sim 2,0$ МВт/м².

Рис. 7. Полоидальные распределения нейтронной нагрузки (DT- n Current) и потока нерассеянных DT-нейтронов (DT- n Flux) на первой стенке камеры Игнитора, МВт/м²

Рис. 8. Спектр нейтронов (а) и γ -квантов (б) у поверхности первой стенки и за криостатом

Типичные значения потоков нейтронов F_n и γ -квантов F_γ в разных энергетических интервалах в районе первой стенки и за криостатом приведены в табл. 2.

Т а б л и ц а 2. Максимальные и средние значения потоков нейтронов F_n и γ -квантов F_γ у первой стенки и за криостатом

Параметр	E_n, E_γ , МэВ	Первая стенка	Криостат
NWL (макс.)	14,1	2,9 МВт/см ²	
NWL (ср.)		2,0 МВт/см ²	
F_n (DT) (макс.)	14,1	3,8 МВт/см ²	
F_n (DT) (ср.)		2,9 МВт/см ²	
F_n (DT)	14,1	$1,2 \cdot 10^{14}$ см ⁻² ·с ⁻¹	$2 \cdot 10^8$ см ⁻² ·с ⁻¹
F_n fast	>0,1	$1,0 \cdot 10^{15}$ см ⁻² ·с ⁻¹	$1,8 \cdot 10^{11}$ см ⁻² ·с ⁻¹
F_n tot	$E > 0$	$1,3 \cdot 10^{15}$ см ⁻² ·с ⁻¹	$6,2 \cdot 10^{11}$ см ⁻² ·с ⁻¹
F_γ tot	$E > 0$	$5,6 \cdot 10^{15}$ см ⁻² ·с ⁻¹	$1,1 \cdot 10^{11}$ см ⁻² ·с ⁻¹
E_n (ср.)		1,8 МэВ	0,1 МэВ
E_γ (ср.)		~1,1 МэВ	2,0 МэВ

NWL ($\equiv$ DT- n Current) — нейтронная нагрузка (энергия, переносимая током нерассеянных D—T-нейтронов через единицу поверхности камеры токамака). Сравнение значений нейтронных нагрузок в Игниторе с нагрузками на первую стенку камер других известных термоядерных систем приведено в табл. 3.

Т а б л и ц а 3. Нейтронные нагрузки и объёмная плотность термоядерной мощности в Игниторе и других известных системах

Параметр	JET [39]	ITER [40]	DEMO [421]	Ignitor [33]
Термоядерная мощность, МВт	~16	500	2000—4000	~100
Средняя нейтронная нагрузка на первую стенку, МВт/м ²		0,56	2,5	2,0
Объём плазмы, м ³	80	~800	~1000—3000	10
Объёмная плотность термоядерной мощности, МВт/м ³	0,2	0,6	~2	~10

Следует отметить, что по уровню нейтронной нагрузки и нейтронных потоков Игнитор сравним с разрабатываемыми энергетическими и демонстрационными (ДЕМО) реакторами, а объёмная плотность термоядерной мощности в Игниторе превышает соответствующие значения для других систем в несколько раз.

Максимальный нейтронный флюенс. Согласно сценарию, разработанному для Игнитора, в максимально напряжённом режиме с D—T-плазмой (при токе в плазме 11 МА, значении тороидального магнитного поля ~13 Тл) длительность стационарного участка импульса горения составляет 4 с [5, 25].

Поскольку интенсивность термоядерной реакции в соответствии с диаграммой импульса вначале возрастает в течение ~4 с (подъём тока), а после 4 с горения (режим плато) уменьшается из-за увеличения температуры катушек магнитного поля, обусловленного омическим сопротивлением меди, эффективная длительность импульса несколько выше и может составлять ~5,0 с [14].

За 6 лет работы запланированное эффективное время работы Игнитора составит 6000 с [14]. При этом флюенс термоядерных нейтронов достаточно мал и оценивается в среднем всего $\sim 1 \cdot 10^{-4}$ МВт·год/м².

Удельное и полное ядерное энерговыделение. Начальная энергия источника D—T-нейтронов в ~75 МВт конвертируется в Игниторе таким образом, что полное ядерное энерговыделение в его компонентах, обусловленное замедлением и захватом нейтронов, оценивается в 11 МВт, а энерговыделение от поглощения γ -квантов (как продуктов реакций (n, γ)-радиационного захвата нейтронов) — 94 МВт, что в сумме составляет ~105 МВт. Кроме того, около 19 МВт высвечивается на стенку камеры, покрытую плитками из молибденового сплава, в виде теплового излучения. Таким образом, можно констатировать, что коэффициент умножения энергии термоядерных нейтронов в Игниторе составляет ~1,4 ($=105$ МВт/75 МВт).

Что касается удельного энерговыделения в металлических компонентах первой стенки толщиной 26—52 мм (Inconel 625) [7], то при указанных нейтронных нагрузках оно может составлять ~15—20 Вт/см³.

Флюенс нейтронов и обусловленные им характеристики. Для указанного полного времени работы на номинальном уровне термоядерной мощности с помощью Европейской активационной системы EASY-2010 [43] и активационного файла EAF-2010 (библиотеки активационных сечений изотопов и биологических факторов) [44] и для спектров нейтронов, показанных на рис. 8, *а* сделаны оценки скорости образования повреждений и накопления радиогенных газов в материале TZM, используемом для элементов защитного покрытия первой стенки.

По оценкам к концу кампании эксплуатации Игнитора полное число смещений не превысит $<0,007$ сна, а удельная концентрация гелия — $<0,02$ млн⁻¹ (ат.), что представляется незначительным с точки зрения возможного изменения свойств материала под облучением.

Следует отметить также, что указанная концентрация гелия значительно ниже известного предела ~ 1 млн⁻¹ (ат.), установленного в ИТЭР для сварных соединений элементов конструкции из стали [40]. Таким образом, ожидается, что использование сварки для замены элементов конструкции Игнитора возможно в течение всего времени эксплуатации установки.

Радиационная доза на изоляцию. Согласно проекту [5] медные катушки тороидального магнитного поля Игнитора с изоляцией из G10R располагаются непосредственно за достаточно толстой стенкой камеры переменной толщины (26—52 мм), однако без какой-либо дополнительной радиационной защиты. Поэтому время эксплуатации таких магнитов в течение всего операционного периода (~ 6000 рабочих секунд в течение 10 лет [25]) может быть ограничено устойчивостью межвитковой изоляции к радиационным повреждениям.

Расчётные оценки показали, что радиационный предел ~ 10 МГр, установленный для эпоксидной изоляции в проекте ИТЭР [40], в условиях Игнитора может быть достигнут в первых слоях магнитных катушек в течение 6000 рабочих секунд. Данное обстоятельство ограничивает дальнейшее использование катушек с такой изоляцией.

Таким образом, при низком значении нейтронного флюенса компоненты Игнитора не должны вызывать проблем, связанных с радиационными повреждениями в течение всего 10-летнего периода эксплуатации. Но материал изоляции в катушках является единственным, для которого оцененный уровень радиационных повреждений достигает предельно-допустимого значения. Однако применение более радиационно-стойкой, например, полиимидной изоляции может устранить это ограничение.

Контактная мощность дозы в камере токамака. Активация компонентов, подверженных воздействию нейтронов, влияет на выполнение операций по обслуживанию токамака. Для указанных значений нейтронных потоков сделаны оценки контактной дозы для первой стенки камеры и поверхности криостата из стали. Они показали, что уже после одного 5-секундного импульса камера токамака будет активирована таким образом, что доступ персонала в эту область будет ограничен в течение шести месяцев, за которые мощность контактной дозы уменьшится до допустимого предела ~ 100 мкЗв/ч.

Таким образом, оборудование для дистанционного обслуживания, включающего такие манипуляции, как замена защитных элементов первой стенки, соединение соседних секторов вакуумной камеры с опорными элементами, установка и удаление диагностического оборудования, должно быть задействовано практически к началу операций с D—T-плазмой.

Контактная мощность дозы от криостата. Уровень контактной мощности дозы у стального криостата зависит от времени работы с D—T-плазмой. Допустимый уровень эффективной мощности дозы остаточного γ -излучения для выполнения персоналом краткосрочных операций по обслуживанию систем в экспериментальном зале (~ 100 мкЗв/ч) достигается в различные периоды времени после окончания режима работы, как указано в табл. 4.

При таких условиях ручные операции по обслуживанию внешних компонентов возможны, но ограниченный доступ должен тщательно планироваться и контролироваться.

Т а б л и ц а 4. Время выдержки по окончании D—T-режима для снижения мощности эффективной дозы остаточного γ -излучения до допустимого административного предела 100 мкЗв/ч [40]

Длительность D—T-режима, с	Время выдержки до получения ограниченного доступа
5	1 сут
100	10 сут
1000	180 сут
6000	~ 10 лет

Хотя приведённые оценки выполнены для активированного криостата, другие компоненты в здании токамака также могут быть источником остаточного γ -излучения. Поэтому необходим более тщательный анализ ожидаемой радиационной обстановки вблизи токамака.

Следует отметить, что робототехника рассматривается в проекте Игнитор как одна из фундаментальных технических систем, необходимых как на стадии сборки токамака, так и при проведении операций обслуживания во время экспериментальной фазы [5].

Активация воздуха в зале. Предполагается, что сухой воздух заполняет пространство между криостатом Игнитора и биологической защитой. Объём воздуха в здании токамака составляет $\sim 64 \cdot 10^3 \text{ м}^3$.

В рамках данного анализа сделаны оценки активации воздуха за один операционный день, предполагая выполнение трёх 5-секундных импульсов и 8-часового расхолаживания после каждого импульса.

Оценки показывают, что сразу по окончании импульса остаточная активность воздуха будет определяться изотопом ^{41}Ar ($T_{1/2} = 1,85 \text{ ч}$). Однако в течение 24 ч она уменьшится почти на четыре порядка величины (до $1,5 \text{ Бк/м}^3$). При этом ингаляционная доза при одиночном поглощении одного кубического метра воздуха составит $\sim 100 \text{ мкЗв/ч}$.

Наряду с этим при активации воздуха в здании установки генерируется до $\sim 7 \cdot 10^3 \text{ Бк/сут}$ долгоживущего ^{39}Ar ($T_{1/2} = 269 \text{ лет}$) и $\sim 3 \cdot 10^7 \text{ Бк/сут}$ углерода ^{14}C ($T_{1/2} = 5700 \text{ лет}$). Такая остаточная активность представляется незначительной, поскольку соответствующий уровень ожидаемой дозы составляет всего $\sim 3 \text{ мкЗв/ч}$.

Можно ожидать, что активированный воздух, удаляемый из здания токамака через вентиляционную трубу, не окажет сколько-нибудь значительного воздействия на персонал и окружающую среду.

Более подробно активация воздуха за пределами радиационной защиты термоядерных систем рассмотрена в работе [44].

Рассеяние излучения от атмосферы («скайшайн»). Предварительные оценки популяционной дозы от нейтронного и γ -излучения, рассеянного от атмосферы, выполнены для простой прямоугольной модели здания Игнитора размером $40 \times 40 \times 40 \text{ м}$ с крышей из бетона толщиной 20 см.

Предполагалось, что интенсивность источника нейтронов на поверхности криостата составляет $\sim 5,2 \cdot 10^{17} \text{ н/с}$ ($E_n \sim 0,1 \text{ МэВ}$), а интенсивность источника γ -излучения $2,8 \cdot 10^{17} \text{ γ/с}$ ($E_\gamma \sim 2 \text{ МэВ}$).

Оценки радиационных доз от рассеянного излучения выполнены с использованием пакета программ, основанного на интегральном лучевом методе и трёхпараметрической аппроксимации функций отклика [45].

Предварительные оценки показывают, что основной вклад в радиационный фон в окружающую среду вносят источник нейтронов и вторичное γ -излучение, возникающее в атмосферном воздухе, тогда как вклад первичного источника γ -излучения в зоне криостата незначителен.

Оценки выполнены в предположении, что длительность операционного режима Игнитора в течение года составит 1000 с.

Согласно этим оценкам доза, обусловленная рассеянием излучения от атмосферного воздуха, на расстоянии 500 м от источника составит $\sim 17 \text{ мЗв/год}$, что несколько меньше допустимой для персонала дозы 20 мЗв/год. На расстоянии 1000 м от источника на границе площадки она составит $\sim 0,2 \text{ мЗв/год}$, что меньше уровня 1 мЗв/год, допустимого для населения [46].

Полученные предварительные оценки показывают необходимость более тщательного анализа источников нейтронного и γ -излучения внутри здания и обусловленного ими радиационного фона, имея в виду, что дополнительные защитные элементы могут обеспечить значительное уменьшение радиационных доз на площадке и за её пределами.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Аналитические исследования подтверждают тот факт, что площадка ТРИНИТИ полностью отвечает техническим и физическим требованиям к системам, предусмотренным проектом Игнитор.

Для адаптации систем нагрева, робототехнических, диагностических и других поддерживающих систем необходим дальнейший углублённый анализ проекта.

Уже предварительная оценка нейтронно-физических особенностей Игнитора позволяет воспринять его как источник термоядерных нейтронов высокой интенсивности с нейтронной нагрузкой на первую стенку камеры $\sim 2\text{—}3 \text{ МВт/м}^2$, типичной для проектируемых энергетических и демонстрационных термоядерных реакторов.

Высокая объёмная плотность термоядерной мощности $\sim 10 \text{ МВт/м}^3$ значительно превышает ожидаемые значения в термоядерных системах ближайшего будущего, что может заинтересовать также исследователей плазмы высокой плотности и материаловедов.

REFERENCES

1. **ITER** — the way to new energy, www.iter.org.
2. **Coppi B., Nassi M., Sugiyama L.E.** Physics basis for compact ignition experiments. — *Physica Scripta*, 1992, vol. 45, № 2, p. 112.
3. **Coppi B. et al.** Engineering evolution of the ignitor machine. — *J. of Fusion Engineering and Design*, 2001, vol. 58—59, pp. 815—820.
4. **Coppi B. et al.** New developments, plasma physics regimes and issues for the Ignitor experiment. — *Nucl. Fusion*, 2013, vol. 53, p. 104013.
5. **Coppi B. et al.** Perspective for the high field approach in fusion research and advances within the Ignitor Program. — *Nucl. Fusion*, 2015, vol. 55, p. 053011 (11 p.).
6. **Cherkovets V.** The other European tokamak collaboration. — *Nuclear Engineering International*, 9 May, 2011; www.neimagazine.com.
7. **Cherkovets V.E.** Russian-italian project of experimental tokamak «Ignitor». Report of SRC RF TRINITI director in SC «Posatom». Moscow, 9 June 2010 (in Russian).
8. **The Ignitor Experiment**, 2016, M.I.T. (US), ENEA C.R. Frascati (Rome), Italy; <http://www.frascati.enea.it/ignitor>.
9. **Azizov E.A., Subbotin M.L.** System analysis and technical and applied research in plasma physics and tokamaks. 2014—2015. Moscow, NRC «Kurchatov Institute» (requirements for Ignitor project realisation). In coll.: *Fundamental study*, 2014, pp. 118—119 (in Russian).
10. **Azizov E.A., Ramazanov K., Subbotin M.** System analysis of the requirements to the IGNITOR tokamak site location. — In: *Symposium of Fusion Technology*. San Sebastian, Spain, September 29 — October 03, 2014, P3-018.
11. **Zucchetti M., Riva M., Coppi B.** Ignitor Siting in the Frame of the IGNIR Collaboration — *Fus. Science and Technology*, 2015, vol. 68, pp. 512—515, DOI: 10.13182/FST14-96.
12. **The Ignitor Project**; <http://ignitorproject.com>.
13. **Coppi B. et al.** Engineering evolution of the ignitor machine. — *J. of Fusion Engineering and Design*, 2001, vol. 58—59, pp. 815—820.
14. **Rizzello C., Tosti S.** Overview of the tritium System of Ignitor. — *J. of Fusion Engineering and Design*, 2008, vol. 83, pp. 594—600.
15. **Coppi B. et al.** Control optimization for the position and shape of the ignitor plasma column. — In: 48th Annual Meeting of the Division of Plasma Physics. Philadelphia, Pennsylvania, USA, October 30 — November 03, 2006.
16. **Coppi B. et al.** Ignitor remote handling system. — *Ibid.*
17. **Technical Basis for the ITER-FEAT Outline Design**. — ITER EDA Documentation Series № 19, IAEA, 2000.
18. **Coletti A., Allegra G., Cadore, Candela G., Coletti R., Consani T., Cuccharo A., Costa P., Florio A., Maffia G., Novaro R., Ramogida G., Santinelli M., Sforza M., Starace F., Trevisan L.** The IGNITOR electrical pulsed power supply system, institute of electrical and electronics engineer. — In: 21st IEEE/NPS Symposium on Fusion Engineering SOFE 05, 2005; doi:10.1109/fusion.2005.252987.
19. **Coppi B., Faelli G., Zucchetti M.** Analisi Tecnica sulla Localizzazione di Ignitor a Caorso. — ENEA Technical Report RT/2010/43/ENEA <http://hdl.handle.net/10840/4329> (2010) (in Italian).
20. **Coppi B. et al.** Control Optimization for the Position and Shape of the Ignitor Plasma Column. — In: 48th Annual Meeting of the Division of Plasma Physics. Philadelphia, Pennsylvania, US, October 30 — November 03, 2006.
21. **Sassi M., Mantovani S., Coppi B.** Auxiliary heating System for the ignitor project. — In: Poster Presented at the 55th Meeting of the American Physical Society — Division of Plasma Physics. Denver (CO) Paper YP8.4, 2013.
22. **Azizov E.A., Vasil'ev R.P., Gostev A.A., Strizhova I.G.** Power system for energy supply of electrophysical facilities. — *VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion)*, 2016, vol. 39, issue 4, pp. 38—53 (in Russian).
23. **Rozenkevich M.B., Perevezentsev A.N., Subbotin M.L.** Concept of tritium processing and confinement in fuel cycle of Ignitor. — In: 26th IAEA Fusion Energy Conference. Kyoto, Japan, 17—22 October 2016, Paper Number FIP/P7-16.
24. **Perevezentsev A.N., Rozenkevich M.B., Subbotin M.L.** Fuel cycle concept of tokamak IGNITOR. — *VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion)*, 2018, vol. 41, issue 1, pp. 83—89 (in Russian).
25. **Caldarella M., Zucchetti M., Chiaravalli F., Mancini F., Faelli G.** Siting of the IGNITOR fusion experiment in Italy. — *Fresenius Environmental Bulletin*, 2010, vol. 19, № 10b, pp. 2449—2453.
26. **Zucchetti M., Ciampichetti A.** Safety and radioactive waste management aspects of the Ignitor fusion experiment. — *Fusion Sci. Technol.*, 2009, vol. 56 (2), pp. 814—818.
27. **Zucchetti M.** The Ignitor risk-based passive safety requirements. — *Fusion Technol.*, 1996, vol. 30, pp. 1501—1506.
28. **Antonaci I., Zucchetti M., Ciampichetti A.** Radioactive waste management and safety for the Ignitor fusion experiment. — *Fusion Engineering Design*, 2005, vol. 75—79, pp. 1237—1241.
29. **Sgalambro G.** Review of safety guidelines and licensing procedures applicable in Italy with regard to fusion machines. — *J. Fusion Energy*, 1993, vol. 12 (1/2).

30. **Zucchetti M., Coppi B., Porfiri M.T., Riva M.** Design basis accident analysis for the Ignitor experiment. — *Fusion Engineering and Design*, 2015, vol. 98—99, pp. 2235—2238.
31. **Subbotin M., Bianchi A., Bombarda F., Kravchuk V., Nappi E., Spigo G.** Preliminary risks analysis of the IGNITOR Project realization phase. — *Fusion Engineering and Design*, 2017, vol. 124, pp. 1246—1250.
32. **Bombarda F., Candido L., Coppi B., Gostev A., Khripunov V., Subbotin M., Testoni R., Zucchetti M.** Ignitor siting at the TRINITI site in Russian Federation. — *Ibid.*, 2017, vol. 123, pp. 192—195.
33. **Bombarda F., Coppi B., Hartwig Z.S., Sassi M., Zucchetti M.** Compact tokamaks as convenient neutron sources for fusion reactors materials testing. — *Ibid.*, 2011, vol. 86, pp. 2632—2634.
34. **Stankovskiy A., Ait Abderrahim H.** MYRRHA: a Multipurpose Research Facility for Waste Management & Fast Spectrum Irradiation. Importance of Nuclear Data for MYRRHA Project. SCK*CEN. Belgian Nuclear Research Centre, BRUSSELS, 2016.
35. **Garin P., Sugimoto M.** Main baseline of IFMIF/EVEDA project. — *Fusion Engineering and Design*, 2009, vol. 84, pp. 259—264.
36. **Briesmeister J.F.** MCNP — a General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 4C. Los Alamos, NM: Los Alamos National Laboratory, 2000.
37. **Fausser C., Li Puma A., Gabriel F., Villari R.** Tokamak D-T neutron source models for different plasma physics confinement Modes. — *Fusion Engineering and Design*, 2012, vol. 87, pp. 787—792.
38. **Alcouffe R.E., Baker R.S., Brinkley F.W., Marr D.R., O'Dell R.D., Walters W.F.** DANTSYS 3.0 — One-, Two- and Three-Dimensional, Multigroup, Discrete Ordinates Transport Code System. LA-12969-M (June 1995), RSIC Code Package CCC-547. ORNL, August 1995.
39. **Lorne H., Batistoni P. et al.** JET experiments with tritium and deuterium–tritium mixtures. — *Fusion Engineering and Design*, 2016, vol. 109—111, pp. 925—936.
40. **Iida H., Petrizzi L., Khripunov V., Federici G., Polunovskiy E.** Nuclear analyses of some key aspects of the ITER design with Monte Carlo codes. — *Ibid.*, 2005, vol. 74, pp. 133—139.
41. **Fischer U., Bachmann C., Palermo I., Pereslavl'tsev P., Villari R.** Neutronics requirements for a DEMO fusion power plant. — *Ibid.*, 2015, vol. 98—99, pp. 2134—2137.
42. **EASY-2010**, European Neutron Activation System NEA; <https://www.oecd-neo.org/tools/abstract/detail/nea-1564>.
43. **Packer L.W., Sublet J.-Ch.** The European activation file: EAF-2010 biological, clearance and transport libraries. — In: *EASY Documentation Series CCFE-R 1004*, 2010.
44. **Khripunov V.I.** Argon. Generation in fusion reactor materials. — *Fusion Engineering and Design*, 2015, vol. 98—99, pp. 2166—2171.
45. **Shultis J.K., Faw R.E. et al.** Code System to Calculate Neutron and Gamma-Ray Skyshine Doses Using the Integral Line-Beam Method. CCC-646 SKYSHINE-KSU, ORNL, 1998.
46. **Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, General Safety Requirements.** IAEA Safety Standards Series, No. GSR, Part 3. — Vienna: IAEA, 2014.

AUTHORS

Subbotin M.L. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; Subbotin_ML@nrcki.ru

Gostev A.A. State Research Center of Russian Federation, Troitsk Institute for Innovation and Fusion Research, ul. Pushkovykh 12, 142190 Troitsk, Moscow, Russia; Gostev@triniti.ru

Khripunov V.I. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; Khripunov_VI@nrcki.ru

Received 15 May 2018
Problems of Atomic Science and Technology
Ser. Thermonuclear Fusion, 2018, vol. 41, issue 3, pp. 80—92