

ISSN 0202—3822

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ
ТЕРМОЯДЕРНЫЙ СИНТЕЗ

2023

Том 46
Выпуск 1

Редколлегия журнала в 2023 г. — в год 80-летнего юбилея НИЦ «Курчатовский институт» решила на редакторской странице последовательно кратко излагать воспоминания М.К. Романовского о пути, пройденном НИЦ «Курчатовский институт» и его учёными, опубликованные в нашем журнале, начиная с 2002 г.

И.Н. Головин (1-й заместитель И.В. Курчатова в 1950—1958 гг.) рассказал, что работы по проблеме мирного использования термоядерных реакций (ТЯР) начались по инициативе И.Е. Тамма, ознакомившегося с полученным летом 1950 г. письмом солдата Олега Лаврентьева. И.Е. Тамм и А.Д. Сахаров сформулировали принцип магнитного удержания плазмы и привлекли к разработке идеи группу теоретиков ФИАН.

И.В. Курчатов решил привлечь к работе сотрудников Отдела электроаппаратуры, руководимого Л.А. Арцимовичем. С проблемой ознакомили Н.Н. Боголюбова, Б.И. Давыдова, Н.А. Явлинского, было решено её тщательно засекретить, так как нейтроны можно использовать для получения плутония и урана-233 (из тория-232), а в термоядерном реакторе должен получаться тритий.

10 января 1951 г. И.В. Курчатов с И.Н. Головиным и А.Д. Сахаровым обсуждали возможность создания модели с самоподдерживающейся реакцией. Было установлено, что имеется много трудных вопросов, поэтому необходимо привлечь научные коллективы для теоретической и экспериментальной работы. Было подготовлено и направлено руководству письмо о важности проблемы. Через четыре дня было получено указание тщательно подготовить предложения.

17 января 1951 г. на совещании у члена Специального комитета по использованию атомной энергии А.П. Завенягина с участием начальника Первого главного управления Б.Д. Ванникова, И.В. Курчатова, И.Н. Головина, А.Д. Сахарова, Н.И. Павлова и М.Г. Мещерякова было решено провести научно-организационное совещание. Оно проходило с 29 января по 3 февраля 1951 г. с участием Л.А. Арцимовича, И.Н. Боголюбова, И.Н. Головина, Я.Б. Зельдовича, И.В. Курчатова, М.Г. Мещерякова, А.Д. Сахарова, И.Е. Тамма, Ю.Б. Харитона. Это было обсуждение научных вопросов: докладывали Н.Н. Боголюбов — о влиянии тепловых флуктуаций на диффузию поперёк магнитного поля, М.Г. Мещеряков — о бетатронном излучении электронов, Л.А. Арцимович и И.Н. Головин — об измерении температуры, компенсации тороидального дрейфа током вдоль магнитного поля. Составлены программы теоретических и экспериментальных работ, распределены работы и определены привлекаемые коллективы, составлен предварительный проект постановления Совета Министров (СМ) СССР о развёртывании работ по магнитному термоядерному реактору (МТР).

И.В. Курчатов сразу же привлёк к работе Г.И. Будкера, С.И. Брагинского, В.М. Галицкого, В.И. Когана, В.С. Кудрявцева, А.Б. Мигдала. Важнейшей задачей был признан поиск путей устранения тороидального дрейфа. В феврале А.М. Андрианов и И.Н. Головин установили, что вакуум в реакторе должен составлять $\sim 10^{-10}$ Торр, А.М. Андрианов выезжал в Харьков для обсуждения с Б.Г. Лазаревым и К.Д. Сильниковым возможности сооружения соответствующих насосов.

9 марта 1951 г. подготовлен проект постановления СМ СССР, в котором предлагалось создать Совет по магнитному термоядерному реактору под председательством И.В. Курчатова, руководство теоретическими работами поручить М.А. Леонтовичу, переведя его в Лабораторию № 2 АН СССР, привлечь Научно-исследовательский институт вакуумной технологии (НИВИ) под руководством С.А. Векшинского к созданию вакуумной техники, обеспечивающей вакуум лучше $\sim 10^{-8}$ Торр, поручить лаборатории С.Г. Калашникова изучение высокочастотного нагрева плазмы, поручить заводу в Серпухове изготовить конденсаторную батарею на 50 кВ и 1 МДж, выделить из резерва СМ СССР 10 млн руб. на первоочередные расходы. Проект подписал И.В. Курчатов. В середине апреля состоялось заседание Спецкомитета № 1 (верховный орган по атомным вопросам) с участием Б.Л. Ванникова, А.Н. Завенягина, И.В. Курчатова, И.Е. Тамма, Л.А. Арцимовича, И.Н. Головина, А.Д. Сахарова, Н.И. Павлова.

5 мая 1951 г. вышло Постановление СМ СССР, подписанное И.В. Сталиным, положившее начало государственной (первой в мире) программе термоядерных исследований. Создан Совет по МТР: председатель И.В. Курчатов, заместитель А.Д. Сахаров, члены совета Д.И. Блохинцев, И.Н. Головин, Я.Б. Зельдович, М.Г. Мещеряков, И.Я. Померанчук, Ю.Б. Харитон. Руководство экспериментальными работами поручено Л.А. Арцимовичу, теоретическими — М.А. Леонтовичу.

17—19 июня 1951 г. состоялось первое заседание Совета, заслушано сообщение М.А. Леонтовича о выполненных теоретических работах, Л.А. Арцимовича — о первых экспериментах, А.Д. Сахарова — о теоретических основах промышленного МТР, И.Н. Головина — об основах конструкций МТР.

(Продолжение следует.)

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

научно-технический сборник

СЕРИЯ
ТЕРМОЯДЕРНЫЙ СИНТЕЗ

ИЗДАЁТСЯ С 1978 г.

Том 46

Выпуск 1

МОСКВА — 2023

Главный редактор

Е.П. Велихов, академик РАН, почётный президент НИЦ «Курчатовский институт»

Редакционная коллегия:

А.Б. Кукушкин, зам. главного редактора, в.н.с., д.ф.-м.н., НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Е.А. Филимонова, ответственный секретарь, н.с., НИЦ «Курчатовский институт», Москва

А.Б. Алексеев, рук. департамента, д. техн. н., Международная организация ИТЭР, Сен-Поль-ле-Дюранс, Франция

А.В. Бурдаков, зав. лабораторией, д.ф.-м.н., ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, Новосибирск

В.А. Быков, нач. группы, к. техн. н., ИФП им. Макса Планка, Грайфсвальд, Германия

Ю.М. Гаспарян, и.о. зав. кафедрой, к.ф.-м.н., доцент, НИЯУ МИФИ, Москва

Л.Е. Захаров (Zakharov), в.н.с., д.ф.-м.н., Li-WFusion, Princeton, NJ, USA

Н.А. Кирнева, начальник лаборатории, к.ф.-м.н., доцент, НИЦ «Курчатовский институт», Москва

А.Е. Киселёв, зав. отделением, д. техн. н., ИБРАЭ РАН, Москва

Д.В. Коваленко, главный специалист отдела управления НИОКР, с.н.с., Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом», Москва

А.В. Козлов, советник директора, д. техн. н., АО «Институт реакторных материалов», г. Заречный, Свердловская обл.

Е.Р. Корешева, г.н.с., и.о. зав. лабораторией, д.ф.-м.н., ФИАН им. П.Н. Лебедева, Москва

С.И. Крашенинников (Krashennikov), профессор, д.ф.-м.н., University of California at San Diego, San Diego, CA, USA

А.Ю. Лешуков, зам. начальника отдела, НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала, Москва

И.В. Мазуль, г.н.с., д. техн. н., НИИЭФА им. Д.В. Ефремова, Санкт-Петербург

В.Б. Минаев, в.н.с., к.ф.-м.н., ФТИ им. А.Ф. Иоффе, Санкт-Петербург

А.Б. Минеев, в.н.с., к.ф.-м.н., НИИЭФА им. Д.В. Ефремова, Санкт-Петербург

С.В. Мирнов, научный руководитель отделения, д.ф.-м.н., профессор, АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Троицк, Москва

А.Н. Романников, научный руководитель по УТС и плазменным технологиям, д.ф.-м.н., АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Троицк, Москва

П.В. Романов, советник нач. отдела, к. техн. н., Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом», Москва

В.Ю. Сергеев, д.ф.-м.н., профессор, СПб политехнический университет Петра Великого, Санкт-Петербург

А.В. Спицын, начальник лаборатории, с.н.с., к.ф.-м.н., НИЦ «Курчатовский институт», Москва

И.Л. Тажибаева, заместитель директора, д.ф.-м.н., профессор, ИАЭ НЯЦ Республики Казахстан, Курчатов, Республика Казахстан

В.И. Хрипунов, в.н.с., к. техн. н., НИЦ «Курчатовский институт», Москва

В.М. Чернов, г.н.с., д.ф.-м.н., профессор, АО «ВНИИИМ» им. А.А. Бочвара, Москва

Редактор Карпова Татьяна Юрьевна
karпова.tat@fc.iterru.ru, тел.: 7-499-196-98-31

Соучредители: Автономная некоммерческая организация Координационный центр «Управляемый термоядерный синтез — международные проекты» (УТС-Центр), федеральное государственное бюджетное учреждение «Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»

Журнал (основан в 1978 г.) зарегистрирован в реестре Федеральной службы по надзору в сфере связи, информационных технологий и массовых коммуникаций ПИ № ФС77-73164 от 02 июля 2018 г.; электронное периодическое издание Эл. № ФС77-73162 от 22 июня 2018 г. Подписной индекс в Каталоге периодики агентства «Урал-Пресс» № 70541

Журнал включён в Перечень журналов ВАК, индексируется в базах данных Scopus, Ulrich's Periodicals Directory и РИНЦ на платформе Web of Science, имеет цифровой идентификатор статей (digital object identifier — DOI), реферируется в РЖ ВИНТИ РАН, имеет в открытом доступе полнотекстовую электронную версию на сайте <http://vant.iterru.ru> и на платформе Российской научной электронной библиотеки <http://www.elibrary.ru>

Двухлетний импакт-фактор журнала в РИНЦ: 0,620

© Редколлегия журнала «ВАНТ. Серия Термоядерный синтез», 2023 г.

© <http://vant.iterru.ru>

NATIONAL RESEARCH CENTRE «KURCHATOV INSTITUTE»

PROBLEMS OF ATOMIC SCIENCE AND TECHNOLOGY

Collected scientific and technical papers

Series

THERMONUCLEAR FUSION

PUBLISHED since 1978

Volume 46

Issue 1

[Voprosy Atomnoi Nauki i Tekhniki. Seriya: Termoyadernyi Sintez]

MOSCOW — 2023

Editor-in-Chief

E.P. Velikhov, Member of the Russian Academy of Sciences (RAS), Honorary President of the NRC «Kurchatov Institute»

Editorial Board:

A.B. Kukushkin, Deputy Editor-in-Chief, Leading Research Scientist, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, NRC «Kurchatov Institute», Moscow

E.A. Filimonova, Technical Editor, Research Scientist, NRC «Kurchatov Institute», Moscow

A.B. Alexeev, Department Head in the ITER International Organization, Dr. of Science Degree in Engineering, Saint Paul-lèz Durance, France

A.V. Burdakov, Laboratory Head, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, G.I. Budker Institute of Nuclear Physics. Siberian Branch of RAS, Novosibirsk

V.A. Bykov, Group Leader, PhD in Engineering, Max Planck Institute for Plasma Physics, Greifswald, Germany

Yu.M. Gasparyan, Acting Department Head, PhD in Physics and Mathematics, Associate Professor, National Research Nuclear University «Moscow Engineering Physics Institute», Moscow

L.E. Zakharov, Leading Research Scientist, PhD in Physics and Mathematics, LiWFusion, NJ, Princeton, USA

N.A. Kirneva, Laboratory Head, PhD in Physics and Mathematics, NRC «Kurchatov Institute», Moscow

A.E. Kiselev, Department Head, Dr. of Science Degree in Engineering, Nuclear Safety Institute of RAS, Moscow

D.V. Kovalenko, Chief Specialist of the R&D Management Division, Senior Research Scientist, State Corporation «Rosatom», Moscow

A.V. Kozlov, Advisor to the Director, Dr. of Science Degree in Engineering, joint-stock company «Institute of Reactor Materials» Zarechnyj, Sverdlovsk region

E.R. Koresheva, Principal Research Scientist, Acting Laboratory Head, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, P.N. Lebedev Physical Institute of RAS, Moscow

S.I. Krashenninikov, Professor, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, University of California at San Diego, San Diego, CA, USA

A.Yu. Leshukov, Deputy Head of Division, N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering, Moscow

I.V. Mazul, Principal Research Scientist, PhD in Engineering, JSC «D.V. Efremov Institute of Electrophysical Apparatus», St. Petersburg

V.B. Minaev, Leading Research Scientist, PhD in Physics and Mathematics, A.F. Ioffe Institute of Physics and Technology, St. Petersburg

A.B. Mineev, Leading Research Scientist, PhD in Physics and Mathematics, D.V. Efremov Scientific Research Institute of Electrophysical Apparatus, St. Petersburg

S.V. Mirnov, Scientific Head of Department, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, Professor, Troitsk Institute for Innovation & Fusion Research (TRINITI) Troitsk, Moscow

A.N. Romannikov, Scientific Supervisor for CTF and plasma technologies, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, Troitsk Institute for Innovation & Fusion Research (TRINITI) Troitsk, Moscow

P.V. Romanov, Advisor to the Division Head, PhD in Engineering, State Corporation «Rosatom», Moscow

V.Yu. Sergeev, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, Professor, Peter the Great Saint-Petersburg Polytechnic University, St. Petersburg

A.V. Spitsyn, Laboratory Head, Senior Research Scientist, PhD in Physics and Mathematics, NRC «Kurchatov Institute», Moscow

I.L. Tazhibayeva, Deputy Director, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, Professor, Institute of Atomic Energy, National Nuclear Centre, Kurchatov City, Kazakhstan

V.I. Khripunov, Dr. of Science Degree in Engineering, NRC «Kurchatov Institute», Moscow

V.M. Chernov, Principal Research Scientist, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, Professor, A.A. Bochvar High-Technology Research Institute for Inorganic Materials, Moscow

Editor Karpova Tatyana Yurievna

karpova.tat@fc.iterru.ru, tel.: 7-499-196-98-31

Co-founders: Autonomous non-profit organization Coordinating center «Controlled Thermonuclear Fusion — International Projects» (CTF-Center); Federal state budgetary National Research Centre «Kurchatov Institute»

The journal (established in 1978) is filed in the registry of the Federal Service for Supervision of Communications, Information Technology and Mass Media PI № FS77-73164 of 02 June 2018; electronic periodical is filed in the registry El. № FS77-73162 of 22 June 2018

Subscription index in the catalogue of periodicals of the «Ural-Press» agency № 70541

The journal is included into the list of the Supreme Certification Commission key journals. Its indexes are available in the databases Scopus, the Ulrich's Periodicals Directory and the Russian Science Citation Index (RSCI) on the Web of Science platform. The papers published in it have digital object identification (DOI). The abstracts of the papers published in it are available in the abstract journal of the VINITI RAS. All the free access full-text electronic versions of the papers are available on the site <http://iterru.ru> and on the platform of the Russian Scientific Electronic Library <http://www.elibrary.ru>

The two-year impact factor of the journal in RSCI: 0,620

65 ЛЕТ В КУРЧАТОВСКОМ ИНСТИТУТЕ, 45 ЛЕТ ОТДАНО ЖУРНАЛУ «ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕРИЯ ТЕРМОЯДЕРНЫЙ СИНТЕЗ».
ПАМЯТИ БОРИСА НИКОЛАЕВИЧА КОЛБАСОВА
7.11.1929—12.12.2022



НИЦ «Курчатовский институт» и мировое термоядерное сообщество понесли тяжёлую утрату. 12 декабря 2022 г. на 94-м году жизни скончался один из старейших сотрудников нашего института, внесший большой вклад в развитие термоядерных исследований в стране и мире, один из создателей и бессменный заместитель главного редактора журнала «Вопросы атомной науки и техники. Серия Термоядерный синтез» Борис Николаевич Колбасов.

Борис Николаевич в 1953 г. окончил Московский механический институт (в настоящее время НИЯУ МИФИ), в 1956 г. — аспирантуру и затем работал в Институте атомной энергии (ИАЭ) АН СССР (сейчас НИЦ «Курчатовский институт»), где занимал должности научного сотрудника, ведущего инженера, старшего научного сотрудника, начальника лаборатории и заместителя начальника отдела. В 1956—1958 гг. Борис Николаевич занимался вопросами теплообмена, в 1958—1969 гг. руководил инженерными разработками высокотемпературных газоохлаждаемых энергетических ядерных реакторов. В 1969—1974 гг. он работал в МАГАТЭ в группе реакторной физики и исследовательских реакторов. По приглашению И.Н. Головина и Б.Б. Кадомцева с 1974 г. и до конца своей жизни Борис Николаевич занимался важнейшими инженерно-техническими проблемами управляемого термоядерного синтеза (УТС). Он активно участвовал в разработке первых отечественных и международных проектов термоядерных реакторов: гибридного термоядерного реактора-токамака (ГТРТ), демонстрационного термоядерного реактора-токамака (ДТРТ, другое название Т-20), государственной испытательной станции термоядерных реакторов (ГИСТР), международного реактора-токамака INTOR, опытного термоядерного реактора (ОТР), демонстрационного стационарного термоядерного реактора (ДЕМО-С), демонстрационного термоядерного источника нейтронов (ДЕМО-ТИН). Особо отметим проект первого шага к энергетическому термоядерному реактору — токамака ИТЭР, сборка которого уже происходит в наши дни. Борис Николаевич посвятил много времени разработке этого проекта на стадиях концептуальной и инженерной подготовки.

Борис Николаевич был уникальным специалистом в области безопасности ядерных и термоядерных реакторов, владеющим огромным опытом и пониманием правовых аспектов международной деятельности, он неоднократно направлялся в зарубежные служебные командировки. Его работы и большой авторитет нашли признание у зарубежных специалистов и в международных научных организациях, способствовали развитию и укреплению научных связей России и мира. Борис Николаевич на протяжении нескольких лет был активным членом международной группы по проекту ИНТОР, способствовал аккумуляции

ляции и обмену информацией о мировых достижениях в области физики и инженерных проблем УТС. Затем в качестве заместителя председателя координационного совета по безопасности термоядерных реакторов он содействовал началу формирования на международной основе проекта ИТЭР. Борис Николаевич до последних дней жизни был не только хранителем знаний и опыта поколений советских, российских и мировых учёных, но и во многом задавал направления важнейших исследований, нацеленных на развитие термоядерной тематики.

Борис Николаевич стал, по сути, уникальным специалистом с глубоким пониманием как технологической части работ, так и российской и международной правовой базы, актуальность совершенствования которой уже осознана во всех мировых центрах, занимающихся УТС.

Среди последних работ, для которых Борис Николаевич создал значимый задел на будущее, следует отметить федеральный проект «Технологии управляемого термоядерного синтеза» и, в частности, мероприятие по разработке норм и законов для включения будущих термоядерных систем в ядерную отрасль. Его опыт работы в международных организациях, прочные дружеские и научные связи с ведущими учёными за рубежом оказали решающее влияние на успешное начало и продолжение работ по федеральному проекту.

Б.Н. Колбасов — автор и соавтор более 250 трудов: книг, статей, докладов и отчётов. Он является соредактором (вместе с В.А. Глухих и О.Г. Филатовым) и соавтором известной книги по инженерно-физическим проблемам термоядерных реакторов на основе магнитного удержания плазмы «Fundamentals of Magnetic Thermonuclear Reactor Design» (2018 г.).

Б.Н. Колбасов — единственный член редколлегии нашего журнала «Вопросы атомной науки и техники. Серия Термоядерный синтез», кто с самого его основания в 1978 г. и по настоящее время продолжал трудиться в нём. Можно с уверенностью сказать, что, если бы не Борис Николаевич, журнал вряд ли бы издавался в настоящее время и имел высокую репутацию одного из двух, вместе с журналом «Физика плазмы», ведущих журналов по проблеме УТС в России. Борис Николаевич мягко, но настойчиво добивался становления солидного, полноценного и уважаемого отечественного журнала. Нынешний статус журнала вполне можно считать памятным знаком 45-летнего самоотверженного и самозабвенного труда Бориса Николаевича Колбасова.

Борис Николаевич отличался редким трудолюбием, энциклопедическими знаниями в различных областях науки и культуры, личной скромностью, исключительно ответственным отношением к работе, доброжелательностью к сотрудникам и авторам публикаций, передавая им свой огромный и бесценный научный и жизненный опыт. Борис Николаевич был отмечен ведомственными наградами и почётными званиями, среди которых лауреат Премии имени И.В. Курчатова, Почётное звание «Ветеран труда», ведомственный знак отличия в труде «Ветеран атомной энергетики и промышленности», юбилейные медали.

Феноменальное трудолюбие Бориса Николаевича проявлялось в самых неожиданных ситуациях. Вспоминает Елена Александровна Филимонова: «Давно, в течение ряда лет, когда у нас, молодых, начали появляться семьи, а жить было бедновато, он организовывал близких по духу друзей в поездки на своей машине для зимних заготовок. Он возил нас в прекрасные места в район реки Угры, где мы в течение нескольких дней занимались заготовками на зиму ягод земляники. Труд этот довольно тяжёлый, но Борис находил в себе силы вечером, когда все уже изнемогали, брать в руки топор и прорубать для нас в непроходимой чаще новые тропы к новым разведанным им (когда он это успевал?) ягодным полянам».

Борис Николаевич был прекрасным семьянином, воспитавшим троих детей и 11 внуков, оптимистичным, жизнелюбивым и мудрым человеком с тонким чувством юмора.

Вместе со всеми, кто знал Бориса Николаевича Колбасова и работал с ним, коллектив НИЦ «Курчатовский институт» и редакционная коллегия журнала «Вопросы атомной науки и техники. Серия Термоядерный синтез» скорбят о невосполнимой утрате. Нам будет очень не хватать Бориса Николаевича. Мы всегда будем помнить его и продолжим начатые им научные исследования и издание журнала.

*Почётный президент НИЦ «Курчатовский институт»,
главный редактор журнала, академик Е.П. Велихов,
редколлегия журнала, друзья и товарищи по работе*

ПАМЯТИ АНДРЕЯ СЕРАФИМОВИЧА КУКУШКИНА
11.12.1946—24.12.2022



НИЦ «Курчатовский институт» и мировое термоядерное сообщество понесли тяжёлую утрату. 26 декабря 2022 г. на 77-м году жизни после тяжёлой болезни скончался один из опытнейших сотрудников нашего института, внесший большой вклад в развитие термоядерных исследований в нашей стране и за рубежом, — Андрей Серафимович Кукушкин. Его многолетняя работа в международном коллективе ИТЭР над разработкой физики одного из важнейших компонентов токамака ИТЭР — дивертора отражена такой мемориальной формулой его коллег: «Не будет преувеличением назвать нашего уважаемого коллегу отцом базовой физики дивертора ИТЭР, какой мы её знаем сегодня».

Вскоре после рождения Андрея Серафимовича в Москве его семья переехала в город Иваново, откуда он в школьные годы попал в школу-интернат великого математика А.Н. Колмогорова для математически одарённых детей со всей России. Затем он был принят в Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, а после окончания учёбы (1970 г.) и там же аспирантуры с 1973 г. Андрей Серафимович работает в Курчатовском институте. Первые годы своей работы в институте он посвятил вопросам равновесия и устойчивости плазмы в открытых ловушках, а с 1975 г. сосредоточился на проблемах переноса в плазме реактора-токамака. В 1980-х годах он разработал один из самых первых кодов моделирования процессов переноса в пристеночной плазме.

Андрей Серафимович принимал активное участие в работах по проектам термоядерных реакторов. Первым шагом стала работа над проектом гибридного термоядерного реактора-токамака (ГТРТ). Затем он участвовал в самом первом международном сотрудничестве по ядерному синтезу — проекте Международного реактора-токамака INTOR (ИНТОР), которое началось в 1978 г. и тогда состояло всего из четырёх партнёров (Европейского сообщества по атомной энергии, Японии, СССР и США). Затем Андрей Серафимович стал членом команды физиков СССР, которая продолжила работу над проектом международного термоядерного эксперимента, получившего название ITER (ИТЭР) в 1987 г., и периодически посещал Гархинг, Германия, где велись проектные работы. После завершения этих концептуальных инженерных исследований Андрей Серафимович в начале 1993 г. переехал на постоянное место жительства в Гархинг, чтобы присоединиться к одной из трёх объединённых центральных групп, ответственных за инженерное проектирование ИТЭР, проводимое под эгидой МАГАТЭ. Как только в ноябре 2006 г. было подписано официальное соглашение о сооружении ИТЭР, он переехал в Прованс, став од-

ним из первых сотрудников отдела науки и технологий термоядерного синтеза в зарождающейся Международной организации ИТЭР. На протяжении всей проектной деятельности ИТЭР, вплоть до своего ухода из организации в 2016 г., Андрей Серафимович был ведущей фигурой в среде специалистов в области расчётно-теоретического анализа физических процессов, протекающих в диверторе ИТЭР. Он проводил тщательное и сложное численное моделирование этих процессов, на выполнение каждого из которых нередко требовалось по несколько месяцев непрерывной работы, необходимой как для изучения, так и для оптимизации конструкции дивертора ИТЭР. Его основным инструментом был набор расчётных кодов SOLPS, который в результате стал «рабочей лошадкой» для такого рода моделирования в Международной организации ИТЭР. Огромная библиотека выполненных расчётов, которую он накопил, и обширный набор инструментов для создания сценариев, которые он разработал, являются чрезвычайно важным ресурсом для сотрудников Международной организации ИТЭР и всех физиков в институтах термоядерного синтеза. Будучи уникальным специалистом в смежной области физики плазмы, программирования и вычислительной техники, Андрей Серафимович являлся автором и соавтором более 200 научных работ. Его работы применительно к плазме ИТЭР насчитывают сотни цитирований. Его опыт работы и большой авторитет в международных научных организациях способствовали развитию и укреплению научных связей России и мира.

Вернувшись в Москву после того, как полжизни посвятил проектированию ИТЭР, Андрей Серафимович оставался чрезвычайно активным, деля своё время между Курчатовским институтом и Национальным исследовательским ядерным университетом МИФИ, где он продолжил свои исследования по физике пристеночной плазмы токамака и внёс важный вклад в планируемые в России проекты — токамак Т-15МД и различные версии термоядерного источника нейтронов (ТИН) на основе токамака.

Андрей Серафимович защитил кандидатскую диссертацию ещё в 1980 г. («Численное моделирование процессов переноса в плазме термоядерного реактора-токамака»), а до оформления своих многочисленных научных трудов в виде докторской диссертации «руки не доходили», ему достаточно было мировой известности. Всё же в апреле 2022 г. Андрей Серафимович представил на обсуждение своим коллегам полностью законченный текст докторской диссертации, которую мы все очень ждали уже много лет, но... не успел представить на Учёный совет.

Андрей Серафимович отличался редким трудолюбием, личной скромностью, исключительно ответственным отношением к работе и сотрудникам, передавая им свой огромный и бесценный опыт.

Андрей Серафимович был жизнерадостным, обаятельным и исключительно добросердечным человеком, общение с которым всегда было праздником. Он был прекрасным семьянином, воспитал сына. Его главным увлечением был парусный спорт, в котором он заслужил звание мастера спорта.

Вместе со всеми, кто знал Андрея Серафимовича Кукушкина и работал с ним, коллектив НИЦ «Курчатовский институт» скорбит о тяжёлой утрате. Мы всегда будем помнить его и продолжим начатые им научные исследования.

Друзья и товарищи по работе

ПАМЯТИ ЕВГЕНИЯ ПЕТРОВИЧА ГОРБУНОВА
11.02.1932—14.12.2022



На 91-м году жизни от нас ушёл Евгений Петрович Горбунов — известный инженер-исследователь в области токамаков, кандидат физико-математических наук, лауреат Государственной премии СССР, трёх премий имени И.В. Курчатова, ветеран атомной энергетики, более 60 лет жизни отдавший токамакам в стенах Курчатовского института и за рубежом. Известно, что любая премия не только история побед, но и поражений, невидимых глазу кропотливых усилий и, конечно, саморастворения в друзьях, сподвижниках, соратниках. Прожита большая жизнь. Девяностолетие он по-мальчишески мечтал с шумом отметить в ресторане среди друзей и близких. Готовился, предупреждал — «ждите приглашения». Но не сложилось. Пришла пандемия. Друзья собрались на поминках.

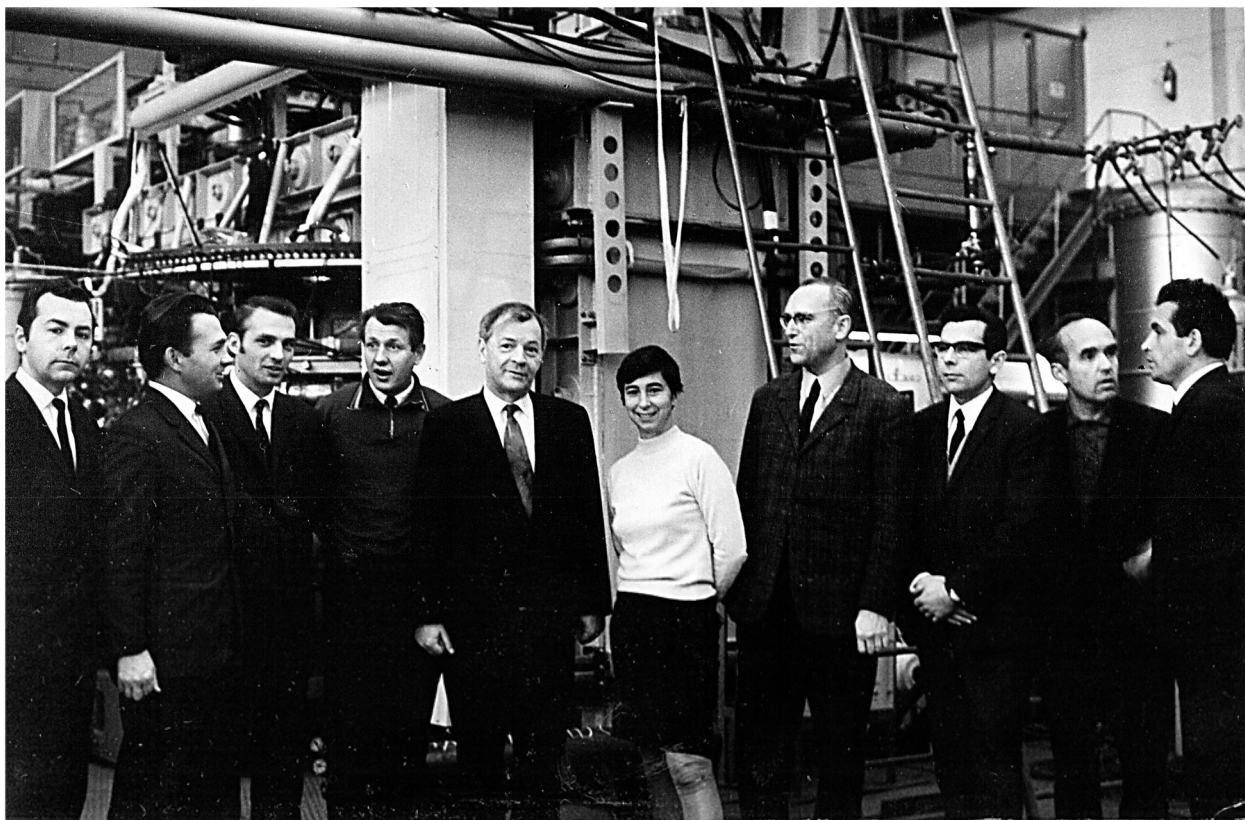
Жизнь — трудоёмкое дело, имеющее, как учат философы, смысл, когда у неё есть цель. У «золотого меньшинства» Человечества цель — «чтобы всем стало лучше». У большинства проще — «чтобы было лучше». Женя принадлежал к «меньшинству» и оказался на токамаках у Н.А. Явлинского. Не сразу, но оказался. Скорее всего, потому, что тот тоже был из «меньшинства», а они не любят терять вдруг повстречавшихся своих. Студентом Горбунов сделал и защитил на токамаках диплом, но по окончании Физфака был распределён в специальную группу «доставки на Луну вымпела СССР». Хотя порученный ему узел отработал штатно, первый «лунный спутник» на Луну не попал, пролетев мимо. Зная Евгения Петровича, можно предположить, что в этот миг перед ним уверенно маячили космические перспективы. Но он почему-то вернулся на токамаки к Явлинскому, хотя иногда не без гордости вспоминал тот не вполне удавшийся, но первый полёт к Луне. Притяжение к Явлинскому оказалось, однако, сильнее, и на последующие 60 лет токамаки стали целью и смыслом его «общественного бытия».



Евгений Петрович с женой Леной. Середина шестидесятых

Он не ошибся в выборе. Что знает мир о Евгении Петровиче? В 1962 г. ему вместе с К.А. Разумовой на токамаке ТМ-2 удалось получить первый миллион градусов в магнитном термояде! Прошло ещё шесть лет, и он оказался в той кучке смутьянов во главе с Л.А. Арцимовичем (Е.П. был его аспирантом), которые не постеснялись «оскорбить религиозное чувство» мирового научного сообщества, заявивши вслух (на 3-ей Конференции МАГАТЭ 1968 г.), что плазменным миром правит отнюдь не общепризнанная всеми турбулентность в виде «бомовской» диффузии, а физическая реальность, разумно объяснимая в рамках кулоновских столкновений заряженных частиц. Именно

Горбунов, измерив по прохождению микроволн плотность плазмы в российских токамаках и разделив на неё ранее измеренные диамагнитные сигналы, обнаружил, что достигнутая в токамаках температура приблизилась к невиданному тогда значению — почти в 10 миллионов градусов — раз в 5 выше допустимой при «бомовской» диффузии. Ошибись он хотя бы раза в 3, и «оскорбления» могли бы не заметить. Неверующие на это рассчитывали. Но последующая проверка, проведённая англичанами на токамаке Т-3А с помощью лазерного зондирования, показала, что русские были правы. Тем самым документально были подтверждены и результаты измерений Горбунова. Через три года на токамаке Т-4 температура электронов поднялась уже почти до 30 миллионов градусов — плазма токамака уверенно входила в термоядерный диапазон параметров. Государственная премия СССР, присуждённая «смутьянам», так и называлась: за «Получение и исследование высокотемпературной термоядерной плазмы на установках „Токамак“». На рисунке общее фото награждённых, среди них Евгений Петрович второй слева, что-то разъясняющий своим соавторам.



Лауреаты Государственной премии СССР 1971 г.

После Т-4 победоносное движение советских токамаков было продолжено получением в плазме Т-10 почти ста миллионов градусов. Однако Л.А. Арцимович умер, а сменившие его предпочли дальнейшему продвижению в область высоких плазменных температур развитие в нашей стране технической сверхпроводимости с прицелом на стационарный термоядерный реактор. В ходе этой программы в СССР был создан первый в мире сверхпроводящий токамак Т-7 на Nb_3Ti , где Евгением Петровичем были проведены первые эксперименты по измерению плотности плазмы в новых условиях. Отсутствие самостоятельной научной программы и стеснённые материальные условия (началась перестройка) вынудили руководство Курчатовского института продать Т-7 иностранцам (КНР), где на переименованном ими токамаке НТ-7 была достигнута рекордная для того времени длительность разряда (до 30 с). «Пальма первенства» в получении плазмы с термоядерным горением была при этом передана нашим западным коллегам (TFTR, США и JET, ЕС), что и было осуществлено ими на уровне 11—16 МВт при длительности «горячей фазы» разряда около 1 с. Эти результаты и были положены в основу последующего проекта ИТЭР (Интернационального термоядерного экспериментального реактора), сооружаемого сегодня во Франции коалицией семи технически развитых стран. В качестве ответного сверхпроводящего национального проекта в СССР была создана его уменьшенная модель в виде токамака Т-15 на основе Nb_3Sn . Евгений Петрович традиционно руководил созданием диагностики электронной плотности плазмы на всех токамаках с Т-1, Т-2, Т-3 и до токамаков нового поколения Т-7, Т-10 и в том числе Т-15 с использованием уникальных комплексов квазиоптических устройств и субмиллиметровых лазеров. Фундаментальным достижением Евгения Петровича Горбунова в измерении одного из ключевых параметров плазмы — её плотности с помощью микроволновой интерферометрии является то, что он впервые применил метод, впоследствии получивший название «многоакурсная томография». Тому подтверждение три премии им. И.В. Курчатова.

Вспомним и то, что с мая по декабрь 1973 г. Евгений Петрович работал на первом в Западной Европе токамаке КЛЕО в Калэмской лаборатории (Англия). Под его руководством был разработан интерферометр для физиков, работающих на плазменном нейтрализаторе в отделе «Огра» РНЦ «Курчатовский институт». Также он принимал участие в создании интерферометра для токамака «Глобус-М» в Санкт-Петербурге.

Существенным психологическим ударом для Евгения Петровича стало то, что его последняя самая совершенная система для Т-15 не смогла быть использована в полную силу — проект был фактически закрыт по той же причине — отсутствие средств на дорогостоящие научные исследования. Этот удар был не единственным в жизни Евгения Петровича: ранняя смерть сына, старческие хворобы, особенно обострившиеся после восьмидесяти, хроническое финансирование науки по остаточному принципу, когда всё «висит на нитке»... И всегда лучезарно улыбающийся Горбунов был готов выслушать, дать совет «я бы так сделал...» вплоть до того, чтобы отдать соседу свой «боезапас» — часы работы на установке, когда тому случилась острая необходимость, а он бы мог обойтись... Это его качество — вникать в проблемы окружающих — особенно ярко проявилось в последние годы, когда научный накал общества заметно спал. Он частью своих дотошных сил переместился в профсоюзную активность. Его с радостью приняли в свои ряды и Профком Института ядерного синтеза, и вслед за ним объединённый Профком Курчатовского института. Для них это стало большой удачей.

Мы же, пока живы, будем помнить с любовью и благодарностью, что Евгений Петрович был с нами рядом во всех своих ипостасях.

С.В. Мирнов от имени коллег и друзей

УДК 621.039.6; 621.039.68

ТРЕБОВАНИЯ К ИНТЕГРАЛЬНОМУ КОДУ EUCLID-F ДЛЯ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА АВАРИЙ В ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ

*Р.Б. Богданович, А.Е. Аксенова, В.П. Березнев, А.И. Блохин, П.А. Блохин, Д.П. Вепрев, М.В. Воривончик,
О.В. Ефремова, Д.А. Колташев, Н.А. Мосунова, М.Н. Петрова, А.А. Сорокин, Э.В. Усов, В.В. Чуданов*

*Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт проблем безопасного развития атомной энергетики
Российской академии наук (ИБРАЭ РАН), Москва, Россия*

Обоснование безопасности термоядерных реакторов невозможно без использования мультифизических кодов, позволяющих моделировать множество связанных между собой физических и химических явлений. В настоящее время многомодульные интегральные коды для моделирования термоядерных реакторов активно развиваются за рубежом, однако в России подобных кодов нет. В данной работе сформулированы требования к интегральному коду EUCLID-F, его модульной структуре и перечню моделируемых явлений. Код разрабатывается в ИБРАЭ РАН с целью анализа аварий в термоядерных реакторах с магнитным удержанием плазмы. Кратко описаны конструктивные особенности, факторы опасности и аварийные режимы термоядерных реакторов, а также приведено сравнение кода EUCLID-F с зарубежными аналогами. Кроме того, сформулированы требования к единой базе данных и прецизионным кодам, необходимым при разработке и проведении расчётов по интегральному коду. Учёт описанных требований при разработке интегрального кода позволит использовать его для анализа большинства проектных и запроектных аварийных сценариев. Код, разработанный согласно изложенным требованиям, будет значительно превосходить зарубежные коды-аналоги по количеству и разнообразию расчётных модулей и моделируемых явлений. Наличие данного кода в России будет существенно способствовать развитию технологий термоядерного синтеза.

Ключевые слова: термоядерный реактор, мультифизика, интегральный код, прецизионный код, расчётные модули, база данных, обоснование безопасности, аварии, факторы опасности, конструктивные особенности, EUCLID-F.

REQUIREMENTS FOR THE EUCLID-F INTEGRAL CODE FOR DETERMINISTIC ANALYSIS OF ACCIDENTS IN THERMONUCLEAR REACTORS

*R.B. Bahdanovich, A.E. Aksenova, V.P. Bereznev, A.I. Blokhin, P.A. Blokhin, D.P. Veprev, M.V. Vorivonchik,
O.V. Efremova, D.A. Koltashev, N.A. Mosunova, M.N. Petrova, A.A. Sorokin, E.V. Usov, V.V. Chudanov*

Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (IBRAE), Moscow, Russia

Justification of the safety of thermonuclear reactors is impossible without the use of multi-physics codes, which allow modeling many coupled physical and chemical phenomena. At present, multi-module integral codes for modeling thermonuclear reactors are being actively developed abroad, but there are no such codes in Russia. In this paper, the requirements for the EUCLID-F integral code, its modular structure and the list of simulated phenomena are formulated. The code is being developed at the Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences to analyze accidents in fusion reactors with magnetic plasma confinement. The design features, hazards and accidents of thermonuclear reactors are briefly described, as well as a comparison of the EUCLID-F code with foreign analogues. In addition, requirements are formulated for a unified database and high-fidelity codes necessary for the development and calculations using an integral code. Taking into account the described requirements when developing an integral code will make it possible to use it for the analysis of most design and beyond design basis accidents. A code developed in accordance with the above requirements will significantly exceed foreign analogue codes in terms of the number and variety of calculation modules and simulated phenomena. The presence of this code in Russia will significantly contribute to the development of thermonuclear fusion technologies.

Key words: thermonuclear reactor, multi-physics, integral code, high-fidelity code, computational modules, database, safety assessment, accidents, hazards, design features, EUCLID-F.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-46-1-12-28

ВВЕДЕНИЕ

Обоснование безопасности сложных промышленных объектов, таких как энергетические термоядерные реакторы, невозможно без мультифизического моделирования развития и последствий аварийных сценариев. При эксплуатации данных объектов существуют риски, связанные с множеством явлений, протекающих в их элементах. По этой причине необходим совокупный учёт данных явлений при помощи связанного моделирования плазмофизических, электродинамических, теплогидравлических, термомеханических, нейтронно-физических, химических и других процессов.

В настоящее время в Российской Федерации не существует мультифизических кодов для моделирования аварий на установках управляемого термоядерного синтеза (УУТС). В зарубежной практике для мультифизических расчётов аварийных режимов УУТС в основном используются интегральные коды MELCOR [1, 2], ASTEC [3], SIMMER-III/IV [4, 5]. Данные коды изначально создавались для расчётов в области ядерных реакторов деления, но позднее были доработаны с целью расширения области их применения на термоядерных объектах. Несмотря на это, они всё ещё не позволяют проводить полномасштабное мультифизическое моделирование термоядерных реакторов с учётом соответствующих факторов опасности, а используются для моделирования отдельных частей установок с привлечением небольшого числа расчётных модулей. По этим причинам развитие современных методик и интегральных программ для мультифизического анализа аварийных режимов УУТС является актуальным не только в России, но и за рубежом.

Наличие в России интегрального расчётного кода для детерминистического анализа аварий в УУТС позволит сформировать список вероятностных сценариев протекания аварий для проектируемых установок (ДЕМО-ТИН [6], ТРТ [7], гибридная реакторная установка (ГРУ) [8]) и оценить тяжесть их последствий, а также выполнить предварительные расчётные обоснования для принятия решений по различным проектам УУТС. Кроме того, работы в этом направлении несомненно приведут к ускорению развития законодательной и нормативной базы для термоядерной энергетики, которая находится в стадии разработки.

В данной статье приведены требования к интегральному мультифизическому коду EUCLID-F, которые были сформулированы на основании большого объёма литературных данных, предварительных расчётов, аналитических оценок и всестороннего анализа проблематики обоснования безопасности УУТС, проведённых в ходе работ по федеральному проекту № 3 «Разработка технологий управляемого термоядерного синтеза и инновационных плазменных технологий» комплексной программы Российской Федерации «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии». В соответствии с приведёнными в статье требованиями в ИБРАЭ РАН разрабатывается интегральный код для расчёта аварий в термоядерных реакторах, получивший название EUCLID-F.

В качестве основных объектов моделирования для интегрального расчётного кода EUCLID-F выбраны энергетические гибридные термоядерные реакторы (ГТЯР) с магнитным удержанием плазмы (например, ДЕМО-ТИН, ГРУ), а также негибридные термоядерные реакторы (ТЯР) с магнитным удержанием плазмы (например, ТРТ и Т-15МД [9]). ГТЯР являются наиболее перспективными для строительства в РФ и имеют лишь одно принципиальное отличие в конструкции от негибридных УУТС с магнитным удержанием плазмы — наличие blankets с делящимся веществом. Кроме перечисленных российских установок, код должен позволять моделировать международную экспериментальную установку ИТЭР ввиду наличия существенного объёма данных, которые могут быть использованы при верификации и валидации кода.

КОНСТРУКТИВНЫЕ ОСОБЕННОСТИ И ФАКТОРЫ ОПАСНОСТИ УУТС С МАГНИТНЫМ УДЕРЖАНИЕМ ПЛАЗМЫ

Конструктивные особенности установок управляемого термоядерного синтеза рассмотрим на примере установки ДЕМО-ТИН — демонстрационного гибридного источника нейтронов на основе токамака (рис. 1, [6, 10, 11]).

Данная установка разрабатывалась совместно в АО «НИИЭФА им. Д.В. Ефремова», НИЦ «Курчатовский институт» и ФГАОУ ВО «СПбПУ» с целью создания методов и технологии поддержания стационарного режима термоядерной реакции, испытаний гибридных blankets и отработки ядерных технологий. Величина индукции тороидального магнитного поля на оси 5 Тл, режим работы реактора дейтерий-

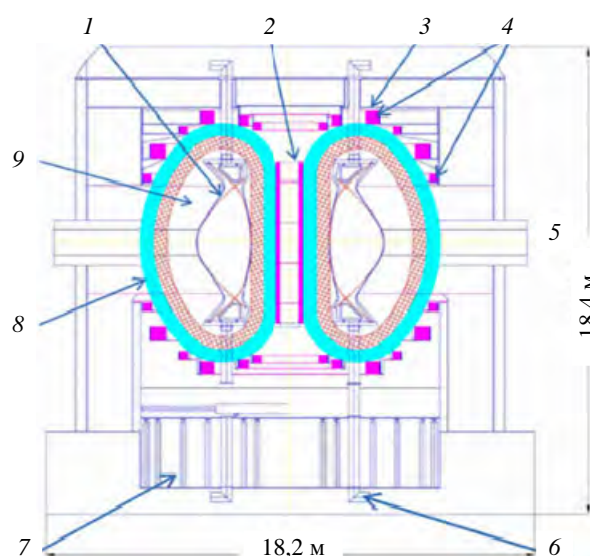


Рис. 1. Общий вид ДЕМО-ТИН [11]: 1 — вакуумная камера; 2 — центральный соленоид; 3 — криостат; 4 — полоидальные катушки; 5 — порт инъекции нейтральных частиц; 6 — трубопровод охлаждающей жидкости; 7 — несущая конструкция; 8 — тороидальные катушки; 9 — blanket

третиевый (DT), мощность реакции синтеза 40 МВт. Важной отличительной особенностью является наличие бридерного (наработка трития) и гибридного (наработка делящихся нуклидов и/или трансмутация минорных актинидов) бланкетов.

Основными элементами УУТС с магнитным удержанием плазмы, которые должны рассматриваться в интегральном коде, являются [6, 11—13]:

- вакуумная камера и система сброса давления из вакуумной камеры;
- дивертор и его насосы;
- системы нагрева плазмы и управления током плазмы;
- система вакуумирования;
- система диагностики и обслуживания;
- первая стенка;
- бланкет (бридерный и гибридный);
- D—T-топливная система (хранилище топлива, установка разделения изотопов, линии подачи топлива);
- система охлаждения внутрикорпусного оборудования, нейтронной и тепловой защиты, вакуумной камеры, вспомогательного оборудования;
- сверхпроводящая электромагнитная система, включающая в себя катушки тороидального и полоидального магнитных полей, центральный соленоид, конфигурирующие магниты, а также их систему управления, безопасности и охлаждения;
- криостат, крионасосы и оборудование для производства и обращения с хладагентами;
- нейтронная и тепловая защита с системами их охлаждения;
- системы безопасности (система детритизации, система быстрого разряда катушек, система прекращения термоядерной реакции и другие).

Исходя из факторов опасности проекта ИТЭР [14], концепции безопасности ТЯР [12, 13], а также устройства указанных конструктивных элементов УУТС и особенностей их работы, можно выделить следующие основные факторы опасности:

- дефлаграция и детонация изотопов водорода, металлической пыли;
- выход активированных газов, продуктов эрозии и коррозии, активированной металлической пыли, трития, а также продуктов деления (для установок с гибридными бланкетами);
- воздействие ионизирующего излучения, а также магнитных и электромагнитных полей на персонал;
- выход токсичных веществ;
- выделение запасённой энергии и остаточное тепловыделение;
- большие объёмы накопленных радиоактивных веществ.

Согласно проведённым исследованиям факторов опасности проекта ДЕМО-ТИН [6], связанных с радиоактивными материалами, для ГТЯР необходимы оценки безопасности, аналогичные подкритичным ядерным системам с внешним источником нейтронов.

АВАРИЙНЫЕ РЕЖИМЫ УУТС

Основными проектными аварийными режимами УУТС с магнитным удержанием плазмы [12—15], которые должны моделироваться по коду EUCLID-F, являются:

- потеря расхода теплоносителя (Loss-Of-Flow Accident — LOFA, например, в первичном контуре охлаждения, в криогенной системе);
- потеря теплоносителя (Loss-Of-Coolant Accident — LOCA, например, потеря теплоносителя в первом контуре охлаждения вакуумной камеры (ВК) или гибридного бланкета, большая течь первой петли охлаждения дивертора за пределами ВК);
- ухудшение отвода тепла вторым контуром (например, потеря теплоотвода в системе циркуляции теплоносителя второго контура, утечка в теплообменнике);
- потеря вакуума в ВК (Loss Of plasma Vessel vacuum Accident — LOVA);

— аварийные режимы в магнитной системе (например, отказ магнитной системы, выход магнитной энергии, электрическая дуга около барьера контейнента);

— аварийные режимы в криогенной системе (например, потеря криогенного гелия, поступление воздуха или воды в криостат);

— аварийные режимы, связанные с топливом (например, отказ системы топливного цикла, утечка на линии обработки трития, авария в системе разделения изотопов).

Запроектными аварийными режимами УУТС с магнитным удержанием плазмы, которые должны моделироваться по коду EUCLID-F, являются:

— LOCA в ВК вместе со значительной мобилизацией радиоактивных материалов и неисправностью системы локализации;

— потеря теплоотвода без гашения плазмы;

— выход и испарение гелия из всех петель внутри криостата;

— взрыв водорода и пыли в ВК;

— LOVA через один из проходов в ВК вместе с двухчасовым отсутствием электроснабжения и утечкой теплоносителя у первой стенки;

— повреждение ВК и криостата с образованием больших брешей;

— потеря управления плазмой с многочисленными отказами системы отвода тепла первой стенки и blankets внутри ВК;

— полная потеря всего теплоносителя из всех петель при отсутствии активного охлаждения, бездействии активных систем и длительном отсутствии человеческого вмешательства (максимально возможная запроектная авария).

ОСОБЕННОСТИ СУЩЕСТВУЮЩИХ ИНТЕГРАЛЬНЫХ КОДОВ ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ АВАРИЙ В УУТС

В зарубежной практике моделирования аварийных режимов УУТС используются интегральные коды, в той или иной степени учитывающие некоторые из перечисленных конструктивных особенностей и факторов опасности. К примеру, код MELCOR (США), первоначально разработанный для моделирования аварий в ядерных реакторах с водяным теплоносителем, был дополнен моделями химического взаимодействия лития с воздухом [16], срыва частиц с поверхности первой стенки ВК [17, 18], переноса аэрозолей в отличных от воздуха средах, замерзания воды на криогенных поверхностях [19] и другими. Существуют версии кода, специально адаптированные для термоядерных реакторов, которые базируются на версиях кода MELCOR 1.8.2 и 1.8.6 [1, 2, 18, 19]. Они позволяют моделировать аварии с потерей теплоносителя (LOCA) и аварии с потерей вакуума (LOVA).

Код AINA (Analyses of IN — vessel Accidents) [20] предназначен для анализа переходных процессов, протекающих в плазме реактора-токамака ИТЭР и ему подобных, а также анализа тепловых процессов в окружающих конструкциях (blankets). Код создан на базе японского кода SAFALY [21] в 2007 г. (версия AINA 1.0) исследовательской группой в Испании.

Возможности интегрального кода ASTEC (Франция) были расширены (начиная с 2010 г.) с целью моделирования основных аварийных сценариев, которые могут произойти в термоядерной установке ИТЭР, в частности, разработаны модели для описания поведения металлической пыли, контакта струи водяного теплоносителя с горячими внутренними поверхностями ВК, окисления первой стенки ВК [22]. Данный код применяется для анализа безопасности (например, LOCA с попаданием воды в ВК) термоядерной установки ИТЭР [23, 24].

С целью моделирования blankets по наработке трития в код SIMMER-III/IV (Япония), первоначально разработанный с целью моделирования тяжёлых аварий с плавлением активной зоны реакторов деления, была включена модель реакции Pb—Li с водой [25]. Это позволило оценить энерговыделение и

производство водорода в аварии с потерей теплоносителя (LOCA) в литиевом бланкете ИТЭР [26] и европейского проекта реактора ДЕМО [27].

В табл. 1 представлены некоторые отличительные особенности разрабатываемого кода EUCLID-F (на момент завершения разработки) и его наиболее известных зарубежных кодов-аналогов [16—19, 22—28] (плюс означает процесс моделируется, минус — не моделируется).

Т а б л и ц а 1. Сравнение возможностей интегральных кодов при моделировании процессов в УУТС с магнитным удержанием плазмы

Моделируемые процессы	MELCOR	ASTEC	SIMMER	EUCLID-F*
Перенос нейтронов	–	–	+	+
Нуклидная кинетика	–	–	–	+
Гидравлика	+	+	+	+
Теплопередача	+	+	+	+
Жидкие металлы	+	–	+	+
Конденсация и замерзание т/н.	+	–	–	+
Процессы в плазме	–	–	–	+
Электродинамика	–	–	–	+
Транспорт трития	+	+	–	+
Проницаемость трития	–	–	–	+
Химические реакции (Be, W)	+	+	–	+
Химические реакции (Pb—Li)	–	–	+	+
Образование и накопление пыли	+	+	–	+
Поведение аэрозолей	+	+	–	+
Воспламенение и горение водорода	–	+	–	–
Радиационная обстановка	–	+	–	+

*На момент окончания разработки, на следующих этапах разработки перечень моделируемых процессов может быть расширен.

Ни в одном из рассматриваемых зарубежных кодов нет модуля по расчёту нуклидной кинетики и повреждающей дозы, плазмофизического и электродинамического модулей, а также не моделируется термомеханическое поведение стержневых элементов гибридного бланкета (используются критерии разрушения оболочки). Кроме этого, моделирование переноса нейтронов и фотонов либо не проводится, либо не адаптировано под задачи расчёта УУТС (учёт внешнего источника излучения, специфических геометрий). В кодах SIMMER-III/IV и MELCOR отсутствуют модуль разрушения элементов ВК (первой стенки и гибридного бланкета) и модуль расчёта радиационной обстановки за пределами промплощадки.

ТРЕБОВАНИЯ К ИНТЕГРАЛЬНОМУ КОДУ EUCLID-F, ЕГО МОДУЛЯМ И БАЗЕ ДАННЫХ

Общие требования и состав интегрального кода. Интегральный код EUCLID-F предназначен для анализа аварий в термоядерных реакторах с магнитным удержанием плазмы. Основной областью применимости расчётного кода является проведение расчётов с целью обоснования безопасности УУТС с согласованным моделированием:

- процессов в плазме и её взаимодействия с первой стенкой;
- теплогидравлических процессов;
- нейтронно-физических процессов;
- процессов накопления и миграции трития;
- термомеханического и физико-химического поведения стержневых элементов гибридного бланкета;
- процессов массопереноса (поведения продуктов деления, активации и коррозии);
- электромагнитных процессов в магнитной системе и окружающих её материалах;
- явлений разрушения защитных барьеров установки;
- радиационной обстановки за пределами промплощадки при аварийных выбросах радиоактивных материалов в атмосферу.

Моделирование данных процессов должно достигаться за счёт использования модульной архитектуры построения расчётного кода, показанной на рис. 2. Для взаимодействия между модулями используется интегрирующая оболочка кода ЕВКЛИД/V2 [29].

Поскольку окончательные технические характеристики и детализированное устройство проектируемых УУТС в настоящее время неизвестны, разрабатываемый расчётный код должен обладать возможностью лёгкого расширения спектра моделируемых элементов. Кроме того, для полноценного прогнозирования всех этапов развития аварии код должен позволять моделировать нормальные режимы эксплуатации, предшествующие аварийным.

Среди требований важно выделить следующие:

1. Пользовательские:

- высокая степень отчуждаемости расчётного кода (возможность самостоятельного обучения и проведения расчётов пользователем);
- наличие инструкции пользователя с тестовыми примерами, руководства по моделям;
- наличие дружественного графического интерфейса, позволяющего в удобном виде задавать исходные данные и отображать результаты расчётов, и Help-системы;

— сформированная лицензионная политика распространения расчётного кода, наличие специалистов, которые могут оказывать услуги по технической поддержке.

2. Функциональные:

- лёгкость включения новых моделей и модулей;
- лёгкость развития существующих моделей;
- наличие базы данных по свойствам материалов и возможности её дополнения пользователем.

3. Программные:

- использование динамического распределения памяти и современных подходов объектно-ориентированного программирования;
- использование современных высокоэффективных расчётных алгоритмов и численных схем;
- кросс-платформенность (поддержка операционных систем Microsoft Windows и Linux);
- поддержка параллельных вычислений для систем с общей и распределённой памятью, на GPU и CPU.

4. Требования к надёжности:

- использование системы управления разработкой расчётных кодов, позволяющей гарантировать качество программного продукта (управление изменениями, дефектами, требованиями, конфигурациями и версиями, сборкой, тестированием и др.);
- проведение верификации и валидации расчётного кода.

Должна быть разработана матрица верификации и валидации расчётного кода для общих задач согласованного мультифизического моделирования поведения УУТС в аварийных ситуациях. При валидации должны использоваться экспериментальные данные, полученные при обосновании проектных решений и специально поставленных экспериментов для валидации расчётных кодов. Следует рассмотреть возможность использования прецизионных нейтронно-физических (метод Монте-Карло) и теплогидравлических (Computational fluid dynamics — CFD) кодов для кросс-верификации и настройки моделей рассматриваемых физических процессов по причине инновационного характера УУТС и отсутствия необходимых экспериментальных данных. Расчётный код должен быть аттестован в установленном порядке в Ростехнадзоре.

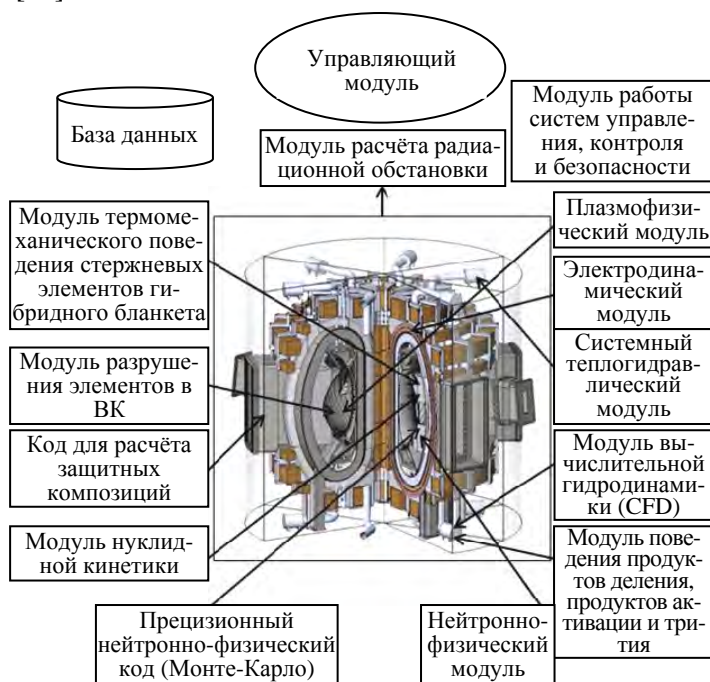


Рис. 2. Модульная структура интегрального кода

5. Требования к проведению расчётов:

- различные способы задания исходных данных (в текстовом виде, с использованием графической оболочки пользователя);
- возможность остановки и продолжения расчёта с заданного пользователем момента времени;
- приемлемая для решения практических задач скорость расчёта.

По причине ограниченности экспериментальных данных для перспективных УУТС, а также сложности и высокой длительности проведения некоторых расчётов (например, расчёт радиационного тепловыделения в элементах УУТС) предлагается получать часть исходных данных по прецизионным кодам, а затем использовать их в интегральных расчётах. Данные прецизионные коды включаются в состав интегрального кода либо в качестве основных модулей с возможностью автоматизированного обмена данными с другими модулями, если они задействованы в расчёте, либо в качестве вспомогательных модулей, если участвуют только в настройке моделей и кросс-верификации.

Прецизионные коды могут быть использованы для получения следующих данных:

- теплогидравлических характеристик (например, коэффициентов трения, локальных сопротивлений, коэффициентов теплообмена);
- распределения тепловыделения и повреждающей дозы в материалах УУТС;
- библиотек нейтронно-физических констант.

Требования к моделируемым процессам и явлениям описываются далее для каждого модуля интегрального кода в отдельности.

Системный теплогидравлический модуль. Системный теплогидравлический модуль для приложений управляемого термоядерного синтеза должен обеспечивать корректное моделирование систем охлаждения УУТС в целом и отдельных его элементов: вакуумной камеры, бланкета, гибридного бланкета, первой стенки, дивертора и другого оборудования, нуждающегося в отведении тепла.

Анализ особенностей конструкций УУТС и протекающих в них процессов позволяет выделить ключевые теплогидравлические процессы и явления, которые должны моделироваться:

- течение и теплообмен теплоносителя в обогреваемых и необогреваемых каналах;
- течение и теплообмен теплоносителя в теплообменном оборудовании;
- теплообмен в ТВС гибридного бланкета;
- распределение расхода теплоносителя в коллекторе;
- межфазное трение и тепломассообмен;
- парообразование из-за подвода тепла;
- парообразование из-за снижения давления;
- гидравлические потери на локальных сопротивлениях;
- гидравлические потери при прокачке теплоносителя через массив сферических элементов;
- замерзание и плавление теплоносителя на стенке;
- течение с энерговыделением в объёме теплоносителя;
- изменение состава и параметров теплоносителя при очистке от примесей и экстракции изотопов;
- течение теплоносителя при естественной конвекции;
- истечение через разрыв вне вакуумной камеры;
- истечение в вакуумную камеру;
- потеря сверхкритичности из-за снижения давления;
- ухудшение теплоотдачи в сверхкритическом теплоносителе при повышении тепловых нагрузок;
- МГД-эффекты в жидкометаллическом теплоносителе;
- течение и теплообмен низкотемпературных жидкостей в каналах криогенных структур.

Теплогидравлический модуль должен моделировать перечисленные процессы с участием разнообразных теплоносителей, рассматриваемых в проектах УУТС. Это вода или пароводяная смесь, газообразные, сверхкритические, криогенные, жидкометаллические и жидкосолевые теплоносители, в том числе содержащие делящиеся материалы. В качестве теплогидравлического модуля в состав кода EUCLID-F включён код HYDRA-IBRAE/LM [30], который был доработан с целью расчёта жидкосолевых бланкетов.

Модуль вычислительной гидродинамики (CFD). В настоящее время для CFD-моделирования в инженерных расчётах используются коды, основанные на нескольких подходах: URANS/RANS [31—40], LES [31—40], DNS [44—46]. Каждый из них имеет свои преимущества и недостатки.

Подход Reynolds-averaged Navier-Stokes (RANS) представляет собой решение осреднённых по Рейнольдсу уравнений Навье—Стокса, замкнутых при помощи полуэмпирической модели турбулентности или нестационарных уравнений Рейнольдса (Unsteady RANS или URANS). Он является экономичным, но не универсальным, что приводит к необходимости выбора и тестирования моделей турбулентности для каждого класса течений в отдельности, а в ряде случаев результаты применения полуэмпирических моделей являются неудовлетворительными даже при использовании самых совершенных моделей турбулентности.

В подходе моделирования крупных вихрей (Large Eddy Simulation — LES) анизотропные крупномасштабные турбулентные вихри воспроизводятся путём численного решения нестационарных трёхмерных уравнений гидродинамики на сравнительно грубой вычислительной сетке, а мелкомасштабные турбулентные вихри приближенно моделируются с помощью подсеточных моделей. Подход эффективен при разрешении крупных вихрей, но требует очень больших вычислительных ресурсов. Поскольку модели турбулентности с масштабами, меньшими шага расчётной сетки, всё более усложняются, что обусловлено желанием достичь достаточной точности при грубом разрешении расчётной сетки, следствием является уменьшение универсальности моделей. В настоящее время LES-подход применяется для тестирования полуэмпирических моделей.

Среди вычислительных кодов, использующих технологии URANS/RANS и LES, наиболее известны ANSYS FLUENT [31—36], FlowVision [37], STAR-CD [38], STAR-CCM+ [39] и ЛОГОС [40].

Прямые методы численного моделирования (Direct Numerical Simulation — DNS) основаны на решении уравнений Навье—Стокса с использованием разностных методов, в которых поле течения аппроксимируется конечным числом расчётных точек. Наибольшие масштабы течения в ограниченной области имеет порядок размеров области, а в случае однородной турбулентности — размеров наибольших вихрей. В качестве характерного наименьшего масштаба длины можно выбирать толщину вязкого слоя около стенки или диаметр вихрей, вклад которых в процесс диссипации энергии под действием вязкости максимален. Размер сетки должен быть меньше самого маленького вихря, т.е. быть порядка масштаба Колмогорова, что требует очень больших вычислительных ресурсов. К наиболее известным отечественным DNS-кодам относится код CONV-3D [44, 45].

В состав интегрального кода EUCLID-F планируется включить вычислительный модуль на базе DNS-подхода — CONV-3D. При включении модели учёта магнитной гидродинамики модуль может быть использован для моделирования МГД-эффектов, в частности, в условиях работы blankets ТЯР. Кроме того, планируется использовать модуль для расчёта таких характеристик, как коэффициент трения в зависимости от числа Рейнольдса, локальных сопротивлений, коэффициентов теплоотдачи и других замыкающих соотношений для отдельных элементов конструкции УУТС в силу отсутствия и до проведения соответствующих экспериментов, магнитоконвективных пульсаций (МКП) скорости и температуры при циркуляции теплоносителя в теплообменных трактах под влиянием высоких градиентов температуры и сильного поперечного магнитного поля в ТЯР.

Основные моделируемые процессы и явления соответствуют процессам и явлениям, перечисленным для системного теплогидравлического модуля.

Модуль поведения продуктов деления, продуктов активации и трития. Механизмы переноса и поведения продуктов активации, продуктов деления и трития в элементах термоядерного реактора являются сложными и разнообразными. При этом образование этих продуктов и характер протекания соответствующих физико-химических процессов критически зависят от динамики теплообмена между элементами реактора и распределения гидравлических параметров. Поэтому моделирование поведения продуктов деления, активации и трития необходимо проводить в комплексе с работой теплогидравлического модуля и модулей наработки этих компонентов в системах реактора.

Наличие в составе интегрального кода модуля поведения продуктов деления, частиц пыли и активированных продуктов коррозии определяется необходимостью моделировать распределение активности в технологических системах УУТС, включая расчёт параметров источника радиоактивности в технологи-

ческие помещения и окружающую среду в случае аварий, а также накопление радиоактивных отложений на теплообменных поверхностях, элементах контуров охлаждения и в бланкете.

Результатом работы модуля должно быть распределение активности в объёме и на поверхностях по всем элементам и контурам установки в зависимости от времени. Источник продуктов деления должен оцениваться на основе результатов расчёта модуля поведения стержневых элементов гибридного бланкета в составе интегрального кода.

Данный модуль должен позволять моделировать следующие процессы и явления в части поведения продуктов деления и активации:

- окисление металлов и пылевых частиц при попадании водяного пара в плазму вакуумной камеры в случае аварийной разгерметизации;
- радиолиз водяного пара и компонентов воздуха при воздействии ионизирующего излучения;
- радиолиз водяного теплоносителя при воздействии ионизирующего излучения, включая образование водорода и летучих соединений радионуклидов;
- перенос твёрдых частиц и растворимых примесей в жидком теплоносителе;
- перенос паров и аэрозолей продуктов деления в газовом теплоносителе;
- изменение многокомпонентного состава полидисперсных твёрдых частиц и аэрозолей в различных теплоносителях;
- дегазацию примесей из жидкой фазы через межфазную поверхность в газовый объём с учётом изменения растворимости примесей при изменении температуры;
- поглощение примесей из газовой фазы в жидкую среду;
- осаждение частиц и аэрозолей на поверхности и их обратный срыв с поверхности потоком теплоносителя, включая возможное влияние электрического заряда и электромагнитного поля;
- коррозию и эрозию металлических конструкций с учётом специфики условий в элементах и каналах УУТС, включая образование в теплоносителе и перенос различных оксидов металлов;
- действие различных специализированных систем безопасности.

Модуль должен описывать также процессы переноса продуктов деления в помещениях и их осаждение на стенах, включая расчёт активности поверхностных отложений и выход активности в окружающую среду.

Необходимость разработки модуля миграции трития в технологических системах УУТС связана с тем, что тритий является радиоактивным изотопом водорода и может проникать через металлические стенки контуров охлаждения и попадать в помещения реакторной установки даже в режимах нормальной эксплуатации.

В модуле необходимо рассматривать явления для всех основных процессов поведения трития, включая генерацию и накопление в бланкете, перенос с теплоносителем, проницаемость через стенки элементов конструкции установки, удержание и накопление в ловушках, выход в технологические помещения. При этом необходимо учитывать, что тритий может находиться в составе различных сред в виде разных химических соединений. Соответственно поведение этих соединений также надо рассчитывать в программном модуле.

В общем случае в качестве ключевых, определяющих поведение соединений с тритием в технологических системах УУТС рассматриваются следующие явления:

- перенос трития с теплоносителем;
- активность трития в теплоносителе, конструкционном материале и отложениях на поверхностях;
- растворимость трития в различных средах (газ, жидкость, металл);
- наработка трития для различных источников;
- проницаемость трития через металлические стенки (мембраны);
- проницаемость трития через слои оксидной плёнки и отложений на металлических поверхностях;
- реакции изотопного обмена трития и других изотопов водорода в теплоносителе;
- образование тритиевой воды на оксидных плёнках;
- кристаллизация соединений трития с теплоносителем и образование осадка из нерастворимых соединений трития с теплоносителем при понижении температуры;
- извлечение трития из теплоносителя;
- дегазация трития из жидкометаллического теплоносителя в газовый объём;
- выход трития вместе с парами воды при испарении;

- накопление трития в материалах и слое отложений ВК и первой стенки;
- перенос и химия трития в помещениях установки.

Разработана первая версия кода для моделирования переноса трития TRITIUM-F и проведена его верификация на аналитических тестах для основных явлений поведения трития в технологических системах УУТС. Готовится соответствующая публикация с описанием моделей этого кода, методов решения уравнений и программной реализации. Планируется включение кода TRITIUM-F в состав кода EUCLID-F.

Нейтронно-физический модуль. Термоядерный реактор на основе DT-реакции (считается наиболее перспективной) является мощным источником высокоэнергичных нейтронов, которые планируется использовать для наработки трития, делящихся нуклидов и трансмутации минорных актинидов в blankets. При обосновании ядерной и радиационной безопасности необходимо оценивать нейтронные поля для расчётов мгновенного и остаточного энерговыделения, скоростей реакций образования изотопов (например, трития и ^{233}U), коэффициентов реактивности и т.д. Для проведения таких расчётов необходим полноценный нейтронно-физический модуль, который должен обеспечивать решение стационарной и нестационарной задачи переноса нейтронов в blanketе, включая моделирование следующих процессов и явлений:

- взаимодействие нейтронов с веществом;
- энерговыделение при делении тяжёлых ядер;
- обратные связи по теплогидравлическим параметрам.

Моделирование данных процессов в других частях установки должно проводиться при помощи прецизионного нейтронно-физического кода (Монте-Карло) и кода для расчёта защитных композиций.

Должна быть обеспечена возможность задания одного или нескольких внешних независимых источников излучений, каждый из которых характеризуется мощностью источника, пространственным распределением частиц и их распределением по энергии и углу.

Расчёт нестационарной задачи может осуществляться с применением упрощённой модели нейтронной кинетики. Коэффициенты реактивности для расчётов с помощью упрощённой модели нейтронной кинетики должны быть подготовлены с использованием прецизионного кода. Упрощённая опция на базе точечной нейтронной кинетики может использоваться для динамического моделирования ограниченного набора эксплуатационных режимов в случае, когда в моделируемой системе отсутствуют существенные пространственные и плотностные неоднородности.

Библиотеки для расчётов должны быть основаны на файлах оцененных ядерных данных, обеспечивающих учёт основных ядерных реакций взаимодействия нейтронов с веществом, характерных для УУТС (деления, упругого и неупругого рассеяния, образования вторичных частиц и др.). Код должен обеспечивать запуск отдельной программы подготовки нейтронно-физических констант перед выполнением расчёта с последующим считыванием подготовленных макро- и микросечений и их интерполяцией с учётом распределений температур и плотностей.

Модуль для расчёта защитных композиций. Модуль предназначен для численного моделирования переноса нейтрального излучения от заданных источников в защитных композициях УУТС. Основной областью применимости расчётного модуля должен стать расчёт нейтронно-физических характеристик и характеристик радиационной защиты УУТС, в частности, распределение тепловыделения в материалах первой стенки, средние по объёму сечения нейтронных трансмутационных реакций и фотонейтронных реакций, необходимые для расчёта нуклидной кинетики.

Должен моделироваться перенос следующих видов излучения:

- остаточное фотонное излучение материалов конструкций;
- рентгеновское излучение плазмы;
- тормозное гамма-излучение (фотоны энергией до 12 МэВ);
- нейтронное излучение в результате термоядерного синтеза;
- нейтронное излучение в результате реакции деления в гибридном blanketе;
- вторичное нейтронное излучение в результате фотонейтронных реакций;
- вторичное захватное гамма-излучение в результате радиационного захвата (гамма-излучение энергией до 8 МэВ).

Прецизионный нейтронно-физический модуль (на базе методов Монте-Карло). С использованием нейтронно-физического модуля на базе методов Монте-Карло могут быть рассчитаны коэффици-

енты реактивности для дальнейшего их использования в рамках расчётов с применением опции точечной кинетики, энерговыделение и потоки нейтронов в частях установки, отличных от бланкета. Также данный модуль может быть использован в рамках кросс-верификации нейтронно-физического модуля интегрального кода на базе автономных стационарных тестов.

Для решения указанных задач прецизионный нейтронно-физический модуль должен позволять моделировать перенос нейтронов и рассчитывать распределение их плотности потока в бланкете. Решение задач, связанных с обоснованием безопасности экспериментальных термоядерных установок и проектов энергетических УУТС, также требует реализации возможности учёта переноса нейтронов и расчёта энерговыделения в различных элементах установки, отличных от бланкета, генерации вторичного гамма-излучения, моделирования переноса гамма-излучения с генерацией фотонейтронов, а также моделирования переноса электронного излучения с генерацией тормозного излучения. Помимо этого, модуль должен обеспечивать возможность моделирования нуклидной кинетики и расчётов радиационных характеристик облучённых материалов.

Модуль нуклидной кинетики. Необходимость разработки модуля нуклидной кинетики в рамках интегрального кода связана с тем, что в процессе работы установки за счёт ядерных реакций нейтронов с материалами (конструкции, теплоносителя, бланкета) накапливаются радиоактивные ядра, распад которых в том числе сопровождается интенсивным энерговыделением и гамма-излучением.

Модуль нуклидной кинетики предназначен для оценки радионуклидных составов и радиационных характеристик облучённых в ТЯР различных материалов, включая актиниды. Для полученного состава облучённого материала должны быть рассчитаны следующие наборы радиационных характеристик, а именно:

- изменённый состав облучённого материала;
- наведённая активность материалов первой стенки, дивертора, вакуумной камеры, материалов защиты, сверхпроводников (конструктивных элементов и теплоносителей, бридинговых материалов);
- полное и дифференциальное (за счёт альфа-, бета- и гамма-излучений) энерговыделение;
- для гибридных систем — накопление целевых топливных изотопов (^{233}U , ^{239}Pu , а также других актинидов, образующихся за счёт нейтронных реакций на сырьевых изотопах: ^{232}Th и ^{238}U);
- для гибридных систем — выгорание минорных актинидов и накопление продуктов деления;
- накопление трития как в материалах конструкций, так и в литийсодержащих материалах;
- газонакопление водорода, гелия, трития;
- повреждающая доза.

Требования к коду нуклидной кинетики при моделировании различных режимов нейтронного облучения на термоядерных установках:

- режим непрерывного облучения;
- режим импульсного сверхкороткого одиночного облучения;
- режим моделирования многоимпульсного облучения в виде квазистационарного облучения.

В табл. 2 представлен перечень требуемых библиотек ядерных данных, которые являются неотъемлемой частью модуля нуклидной кинетики.

Т а б л и ц а 2. Перечень библиотек ядерных данных для модуля нуклидной кинетики

Библиотеки ядерных данных	Содержание библиотек
Микроскопические ядерные данные по сечениям взаимодействия нейтронов с изотопами	816 изотопов от ^1H до ^{257}Fm в области энергий до 20 МэВ [46—48]
Радиационные характеристики радиоактивных ядер	~3500 радионуклидов от ^3H до ^{258}Fm [49]
Выходы продуктов деления при делении актинидов нейтронами	44 актиниды от ^{227}Th до ^{256}Fm [49]
Выходы продуктов деления при спонтанном делении актинидов	15 актинидов от ^{232}Th до ^{256}Fm [49]
Массовые коэффициенты ослабления фотонов	100 элементов от $Z = 1$ до $Z = 100$ (фермий) в области энергий фотонов до 20 МэВ [50]
Микроскопические ядерные данные по сечениям взаимодействия протонов, дейтронов, трития, гелия-3 и альфа-частиц	Для ~1023 изотопов от ^1H до ^{257}Fm [51]
Библиотека сечений радиационных повреждений	81 элемент от водорода до висмута в области энергий нейтронов до 20 МэВ [53, 54]

При формировании библиотек ядерных данных, представленных в табл. 2, использованы рекомендации экспертов МАГАТЭ, которые были подготовлены в рамках различных исследовательских про-

грамм. Основные результаты опубликованы в работах [46—54]. В большинстве случаев эти данные были протестированы на рекомендованных интегральных экспериментах [55, 56].

Модуль разрушения элементов в ВК. Защитные барьеры установки должны обеспечивать целостность всей инфраструктуры с учётом характерных значений давления, температуры и радиационного облучения, а также в условиях сейсмологических нагрузок. Разрушение защитных барьеров может приводить к выходу радиоактивности в окружающую среду, поэтому очень важно моделировать параметры разрушения элементов УУТС, в которых содержится большое количество радиоактивных изотопов — гибридный бланкет и вакуумная камера (первая стенка).

Данный модуль должен позволять моделировать следующие процессы и явления в гибридном бланкете по наработке ядерного топлива и трансмутации ОЯТ:

— разрушение стержневых элементов в бланкетах по наработке ядерного топлива и трансмутации ОЯТ, плавление и частичное перемещение с образованием блокад, включая:

выброс расплава топлива и конструкционных материалов при разрушении оболочек стержневых элементов в пространство между ними;

перемещение продуктов плавления внутри бриднерной зоны бланкета;

затвердевание перемещённых материалов на относительно холодных поверхностях и образование корок из замерзающих расплавов топлива и конструкционных материалов;

— формирование расплава:

перемещение продуктов плавления в бланкете и контуре охлаждения;

затвердевание перемещённых материалов на относительно холодных поверхностях и образование корок из замерзающих расплавов топлива и конструкционных материалов;

охлаждение и удержание расплава;

процессы выхода продуктов деления из расплава;

теплообмен расплава с теплоносителем.

Кроме того, модуль должен моделировать поведение материалов первой стенки ВК в условиях стационарных и переходных механических, радиационных (нейтроны, гамма-кванты, рентгеновское излучение, примесные ионы и нейтральные частицы, например, ядра He), электромагнитных, тепловых и коррозионных нагрузок.

Модуль термомеханического поведения стержневых элементов гибридного бланкета и отдельных элементов установки. Взаимодействие термоядерных нейтронов с элементами гибридного бланкета может приводить к накоплению продуктов деления и минорных актинидов, набуханию и ползучести материалов топливных стержней. Возможны аварийные сценарии с разгерметизацией оболочек стержней с выходом радиоактивности в теплоноситель, поэтому существует необходимость детального моделирования их термомеханического поведения.

Модели данного модуля должны обеспечить самосогласованное описание основных физических явлений, характеризующих поведение стержневых элементов, используемых для наработки ядерного топлива и трансмутации ОЯТ, в различных режимах работы УУТС, в том числе:

— распространение теплоты в стержневых элементах при заданном энерговыделении в топливном сердечнике;

— теплообмен стержневого элемента с теплоносителем;

— термомеханическое поведение топливного сердечника и оболочки;

— накопление и выход продуктов деления из топливного сердечника;

— набухание топливного сердечника;

— изменение толщины зазора между топливом и оболочкой;

— изменение состава газа и давления под оболочкой вследствие выхода газообразных продуктов деления;

— зависимость свойств топливного сердечника и оболочки от глубины выгорания и повреждающей дозы;

— выход продуктов деления в теплоноситель в случае разгерметизации стержневого элемента.

Для использования в качестве модуля термомеханического поведения стержневых элементов гибридного бланкета в состав кода EUCLID-F включён код БЕРКУТ [57].

Кроме того, в составе интегрального кода EUCLID-F должен быть трёхмерный термомеханический модуль, позволяющий оценивать целостность элементов конструкции при различных внешних воздействиях.

Плазмозфизический модуль. Моделирование физических процессов в плазме необходимо для корректного определения источника термоядерных нейтронов и нейтральных атомов, теплового и радиационного воздействия плазмы на первую стенку, длительности импульса термоядерной реакции, содержания трития и примесных атомов в объёме ВК.

Данный модуль должен позволять моделировать процессы и явления, происходящие в плазме и материалах, обращённых к ней, включая:

- возникновение и протекание термоядерной реакции, в том числе переходные процессы в плазме, потерю управления плазмой, гашение плазмы при отказе системы подачи топлива или магнитной системы;
- режимы, локализованные на краю контакта плазмы с первой стенкой (ELMs — edge localized modes);
- срывы плазмы;
- работу дивертора.

Электродинамический модуль. Работа электромагнитной системы напрямую влияет на протекание термоядерной реакции, распределение электромагнитных нагрузок в материалах конструкции УУТС и движение теплоносителей. Аварийные процессы в магнитах могут приводить к их плавлению, возникновению электрической дуги с разгерметизацией защитных барьеров установки [58]. Поэтому для корректного моделирования данных процессов необходим электродинамический модуль.

Данный модуль должен позволять моделировать следующие процессы и явления:

- потеря сверхпроводящих свойств магнитов с возникновением коротких замыканий и последующим локальным плавлением их металлических частей;
- электромагнитные нагрузки на конструкции, окружающие магниты (например, возникновение вихревых токов);
- возникновение электрической дуги около защитного барьера установки.

Модуль расчёта радиационной обстановки. Оценка радиационной обстановки за пределами промплощадки является одной из важнейших задач расчётов по обоснованию безопасности. Радиационная нагрузка, возникающая вследствие работы установки, должна соответствовать российским требованиям в области радиационной безопасности человека и объектов окружающей среды.

Данный модуль должен позволять оценивать радиационную обстановку в районе размещения УУТС при аварийных выбросах/сбросах с учётом всех путей облучения и всех пространственных масштабов.

Модуль должен моделировать следующие процессы и явления:

- распространение радиоактивных материалов в аэрозольной и газовой форме в атмосфере и их выпадение на поверхность;
- распространение радиоактивных материалов в гидросистеме;
- внешнее облучение людей от облака и загрязнённой поверхности;
- внутреннее облучение людей через ингаляцию и поступление радионуклидов по пищевым цепочкам.

База данных по свойствам материалов. Для выполнения согласованных расчётных обоснований по различным модулям необходима единая база данных для хранения и использования надёжных и корректных данных по свойствам материалов. Использование различных данных по свойствам материалов в программных модулях может привести к дисбалансам интегральных рассчитываемых величин.

База данных должна удовлетворять требованиям, которые в основном определяются набором свойств, требуемых для каждого модуля, и перечнем референтных установок, определяющим набор материалов и веществ. В то же время должна быть сформирована правильная архитектура базы данных: вся информация должна храниться в хорошо продуманном иерархическом виде с возможностью упорядочивания данных по разным признакам, например, по разделу, к которому относится данный материал (топливо, теплоноситель и др.), или по типам установок, в которых он используется. Для ра-

боты с базой данных требуется дружественный пользовательский интерфейс, обладающий следующими возможностями: визуализация данных; предоставление справочной информации о свойствах материалов, использующихся в расчётах; генерация данных в формате, необходимом для считывания модулями интегрального кода и др.

Для каждого модуля необходимо проводить анализ требований к содержанию базы данных. В табл. 3 для примера приведён перечень свойств теплоносителей, необходимых для теплогидравлического модуля.

Т а б л и ц а 3. Перечень свойств теплоносителей, необходимых для теплогидравлического модуля

Материал	Свойства материалов	Референтные установки
Сверхкритический углекислый газ ($s\text{CO}_2$)	Плотность Энтальпия	ГРУ (базируется на ДЕМОТИН), ИТЭР (He, H_2O), Т15-МД (H_2O), ТРТ (H_2O)
Гелий (He)	Вязкость	
Эвтектический сплав свинца и лития (Pb—Li)	Теплопроводность Удельная теплоёмкость	
Вода (H_2O)	Скорость звука	
FLiNaK	Критическая температура (для $s\text{CO}_2$)	
FLiBe	Температура насыщения (для H_2O)	
NaBF ₄ + NaF	Поверхностное натяжение (для Pb—16Li, H_2O , FLiNaK, NaBF ₄ + NaF, FLiBe)	
	Температура плавления (для Pb—16Li, FLiNaK, NaBF ₄ + NaF, FLiBe)	
	Теплота плавления (для Pb—16Li, FLiNaK, NaBF ₄ + NaF, FLiBe)	

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Обоснование безопасности УУТС невозможно без использования мультифизического подхода при моделировании их работы. В зарубежной практике в настоящее время уже используются интегральные коды для моделирования процессов в отдельных частях УУТС. Однако в России в настоящее время подобные коды отсутствуют. Их наличие будет способствовать развитию технологий термоядерного синтеза, включая, в первую очередь, обоснование безопасности таких установок и ускорение развития законодательной и нормативной базы для термоядерной энергетики в России, а также формированию аварийных сценариев для проектируемых УУТС и оценки возможных радиационных последствий. Поэтому разработка отечественных интегральных кодов представляется крайне важной и необходимой.

В статье приведены требования к разрабатываемому в ИБРАЭ РАН интегральному мультифизическому коду EUCLID-F для обоснования безопасности УУТС с магнитным удержанием плазмы. Ключевыми особенностями разрабатываемого кода являются:

— взаимосвязанные расчётные модули позволяют моделировать наиболее важные физические процессы, происходящие в различных частях установки (ВК, магнитная система, трубопроводы, бридерный и гибридный blankets и др.);

— включение в интегральный код модулей, которых нет в зарубежных кодах-аналогах (плазмофизический, электродинамический, нуклидной кинетики, переноса нейтронов в blanketе и др.);

— использование существующих аттестованных кодов в качестве прототипов модулей, которые разрабатывает активная команда разработчиков с большим опытом развития, верификации и валидации программ для обоснования безопасности существующих и разрабатываемых установок;

— использование аттестованных прецизионных кодов для подготовки исходных данных, настройки и обоснования математических моделей, верификации и валидации интегрального кода;

— разработка и использование единой базы данных по свойствам материалов и теплоносителей.

Разрабатываемый интегральный код EUCLID-F позволит проводить обоснование безопасности и анализ развития большинства проектных и запроектных аварийных сценариев для УУТС с магнитным удержанием плазмы. В настоящее время в состав кода EUCLID-F включены системный теплогидравлический модуль HYDRA-IBRAE/LM и модуль термомеханического поведения стержневых элементов гибридного blanketа БЕРКУТ. В ближайшее время планируется включение модуля миграции трития TRITIUM-F. Для будущего практического использования разрабатываемого кода EUCLID-F к моменту завершения его разработки и начала валидации будет выполнена оценка масштаба ожидаемого быстрого действия кода и времени получения ответа.

Данная работа выполнена в рамках федерального проекта «Разработка технологий управляемого термоядерного синтеза и инновационных плазменных технологий» комплексной программы Российской Федерации «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии».

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Merrill B.J., Humrickhouse P.W., Moore R.L.** A recent version of MELCOR for fusion safety applications. — *Fusion Eng. Des.*, 2010, vol. 85, p. 1479—1483.
2. **Merrill B.J., Humrickhouse P.W., Shimada M.** Recent development and application of a new safety analysis code for fusion reactors. — *Fusion Eng. Des.*, 2016, vol. 109—111, p. 970—974.
3. **Van Dorsselaere J.P. et al.** The ASTEC integral code for severe accident simulation. — *Nuclear Technology*, 2009, vol. 165, p. 293—307.
4. **Yamano H. et al.** SIMMER-III: a Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis. Version 3.A Model Summary and Program Description. — Japan Nuclear Cycle Development Institute, Japan, 2003, p. 340.
5. **Yamano H. et al.** SIMMER-IV: a Three-Dimensional Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis. Version 2.A Model Summary and Program Description. — Japan Nuclear Cycle Development Institute, Japan, 2003, p. 333.
6. **Азизов Э.А. и др.** Токамак ДЕМО-ТИН: концепция электромагнитной системы и вакуумной камеры. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 2015, т. 38, вып. 2, с. 5—18.
7. **Красильников А.В. и др.** Токамак с реакторными технологиями (TRT): концепция, миссии, основные особенности и ожидаемые характеристики. — *Физика плазмы*, 2021, т. 11, вып. 47, с. 970—985.
8. **Росатом** представил текущее развитие термоядерных и плазменных технологий в рамках 49-миллиардного федерального проекта ФП-3 [Электронный ресурс], 2022. Режим доступа: <https://www.atomic-energy.ru/news/2022/07/12/126308>.
9. **Хвостенко П.П. и др.** Экспериментальная термоядерная установка токамак Т-15МД. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 2019, т. 42, вып. 1, с. 15—38.
10. **Ananyev S.S., Ivanov B.V., Kuteev B.V.** Analysis of promising technologies of DEMO-FNS fuel cycle. — *Fusion Eng. Des.*, 2020, vol. 161, paper 111940.
11. **Kuteev B.V. et al.** Development of DEMO-FNS tokamak for fusion and hybrid technologies. — *Nucl. Fusion*, 2015, vol. 55, paper 73035.
12. **Raeder J. et al.** Review of the Safety Concept for Fusion Reactor Concepts and Transferability of the Nuclear Fission Regulation to Potential Fusion Power Plants. — GRS, Germany, 2016, p. 106.
13. **Krivoshchev M.V., Kolbasov B.N.** Safety of Fusion Reactors. Fundamentals of Magnetic Thermonuclear Reactor Design. — Elsevier Ltd, 2018, p. 32.
14. **Technical Basis** for the ITER Final Design Report. Chapter 5. Safety. G A0 FDR 1 01-03-05 W0.2. — ITER EDA Doc. Ser., Garching, 2001, p. 49.
15. **Raeder J. et al.** Safety and Environmental Assessment of Fusion Power (SEAFP). — European Commission, Brussels, 1995, p. 125.
16. **Merrill B.J.** A lithium-air reaction model for the MELCOR code for analyzing lithium fires in fusion reactors. — *Fusion Eng. Des.*, 2001, vol. 54, p. 485—493.
17. **Merrill B.J., Humrickhouse P.W., Sharpe J.P.** An aerosol resuspension model for MELCOR for fusion. — *Fusion Eng. Des.*, 2011, vol. 86, p. 2686—2689.
18. **Gonfiotti B., Paci S.** Implementation and validation of a resuspension model in MELCOR 1.8.6 for fusion applications. — *Fusion Eng. Des.*, 2017, vol. 122, p. 64—85.
19. **Merrill B.J. et al.** Modifications to the MELCOR code for application in fusion accident analyses. — *Fusion Eng. Des.*, 2000, vol. 51—52, p. 555—563.
20. **Dies J. et al.** AINA safety code, a review of loss of plasma control transients in ITER: sudden increase in fueling rate, sudden increase of auxiliary heating. — *Fusion Science and Technology*, 2009, vol. 56, p. 31—37.
21. **Honda T. et al.** Development of time dependent safety analysis code for plasma anomaly events in fusion reactors. — *J. Nucl. Sci. Technol.*, 1997, vol. 34, p. 229—239.
22. **Seropian C. et al.** Adaptation of the ASTEC code system to accident scenarios in fusion installations. — *Fusion Eng. Des.*, 2013, vol. 88, p. 2698—2703.
23. **Virof F., Barrachin M., Vola D.** Progress on source term evaluation of accidental events in the experimental fusion installation ITER. — *Fusion Eng. Des.*, 2015, vol. 98—99, p. 2219—2222.
24. **Virof F. et al.** Contribution to a better evaluation of the dust speciation in case of an accident in ITER. — *Fusion Eng. Des.*, 2017, vol. 124, p. 1171—1176.
25. **Eboli M., Forgione N., Del Nevo A.** Implementation of the chemical PbLi/water reaction in the SIMMER code. — *Fusion Eng. Des.*, 2016, vol. 109—111, p. 468—473.
26. **Galleni F. et al.** Preliminary analysis of an in-box LOCA in the breeding unit of the WCLL TBM for the ITER reactor with SIMMER-IV code. — *Fusion Eng. Des.*, 2021, vol. 169, paper 112472.
27. **Moghanaki S.K. et al.** Validation of SIMMER-III code for in-box LOCA of WCLL BB: Pre-test numerical analysis of Test D1.1 in LIFUS5/Mod3 facility. — *Fusion Eng. Des.*, 2019, vol. 146, p. 978—982.
28. **Baeza E., PhD.** Development of the New AINA Code and its Application to the Safety Analysis of European DEMO Designs. — *Universitat Politècnica De Catalunya Barcelonatech*, 2019, p. 207.

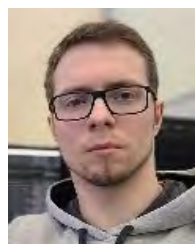
29. **Бутов А.А. и др.** Верификация кода Евклид/V2 на основе экспериментов с разрушением элементов активной зоны реактора с жидкометаллическим теплоносителем. — Теплоэнергетика, 2019, № 5, с. 16—24.
30. **Mosunova N.A. et al.** Lead coolant modeling in system thermal-hydraulic code HYDRA-IBRAE/LM and some validation results. — Nucl. Eng. Des., 2020, vol. 359, p. 110463.
31. **Haibing G. et al.** Thermal-hydraulic conceptual design of water-cooled blanket of a fusion-fission hybrid reactor for energy production. — In: Proc. of 21st International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-21). Chengdu, China, 2013, p. 15416.
32. **Kecheng J. et al.** Using one hybrid 3D—1D—3D approach for the conceptual design of WCCB blanket for CFETR. — Fusion Eng. Des., 2017, vol. 114, p. 57—71.
33. **Jun Soo Lee et al.** Experimental study of first wall cooling with gas loop in the development of a Korean Test Blanket Module. — Fusion Eng. Des., 2011, vol. 60, p. 544—548.
34. **Xuebin Ma et al.** Thermal hydraulic design and analysis of updated CFETR water cooled ceramic breeder blanket. — Fusion Eng. Des., 2019, vol. 148, p. 111317.
35. **Savoldi L. et al.** 3D thermal-hydraulic analysis of two irregular field joints for the ITER vacuum vessel. — Fusion Eng. Des., 2015, vol. 98—99, p. 1605—1609.
36. **Savoldi L. et al.** CFD analysis of a regular sector of the ITER vacuum vessel. Part I: Flow distribution and pressure drop. — Fusion Eng. Des., 2013, vol. 88, p. 3272—3279.
37. **Верификация LES-метода крупных вихрей** [Электронный ресурс, 2021. Режим доступа: <https://flowvision.ru/ru/support-menu-header-ru/blog-ru/les-in-fv?showall=1>.
38. **Что такое Star-CD?** Обзор программы [Электронный ресурс], 2010. Режим доступа: <https://www.procae.ru/articles/star-cd/76-about-star-cd.html>.
39. **Tunstall R. et al.** Benchmarking LES with wall-functions and RANS for fatigue problems in thermal—hydraulics systems. — Nucl. Eng. Des., 2016, vol. 308, p. 170—181.
40. **Основные** исследовательские центры Росатома. — Вестник Атомпрома, 2021, вып. 8, с. 68.
41. **Phani Domalapally, Mattia Dellabiancia.** Thermal-hydraulic design of water cooled first wall of the fusion reactor under DEMO conditions. — Fusion Eng. Des., 2017, vol. 124, p. 311—315.
42. **Gordeev S. et al.** Analytical and numerical assessment of thermally induced pressure waves in the IFMIF-DONES liquid-lithium target. — IEEE Transactions on Plasma Science, 2020, vol. 48, p. 1485—1488.
43. **Zappatore Andrea et al.** 3D transient CFD simulation of an in-vessel loss-of-coolant accident in the EU DEMO fusion reactor. — Nucl. Fusion, 2020, vol. 60, p. 126001.
44. **Чуданов В.В. и др.** Численное моделирование высокочастотной магнитной гидродинамики в задачах разогрева и плавления корнума. — В сб.: Свободная конвекция и теплоотдача жидкости с внутренними источниками тепла. Труды ИБРАЭ РАН, 2008, вып. 8, с. 153—173.
45. **Чуданов В.В., Аксенова А.Е., Первичко В.А.** Валидация модуля на базе LES- и DNS-приближений для моделирования однофазного течения жидкометаллического теплоносителя в круглых трубах. — Атомная энергия, 2022, т. 132, вып. 5, с. 303—305.
46. **Forrest R.A. et al.** FENDL-3 Summary Documentation. — Vienna: IAEA INDC (NDS), 2013, p. 26.
47. **Leichtle D., Trkov A.** FENDL Library for Fusion Neutronics Calculations. Summary Report from the Technical Meeting. — Vienna: IAEA INDC (NDS), 2019, p. 32.
48. **Sublet J.-Ch. et al.** The European Activation File: EAF-2010 Neutron-Induced Cross Section Library. — EASY Documentation Series, 2010, p. 438.
49. **Plompen A.J.M. et al.** The joint evaluated fission and fusion nuclear data library, JEFF-3.3. — Eur. Phys. J. A, 2020, vol. 56, p. 181.
50. **Hubble J.H., Seltzer S.M.** Tables of X-ray mass attenuation coefficients and mass energy-absorption coefficients, 1 keV to 20 MeV for elements $Z = 1$ to 92 and 48 additional substances of dosimetric interest. — NIST Standard Reference Database 126, 2004. Режим доступа: <https://www.nist.gov/pml/x-ray-mass-attenuation-coefficients>.
51. **Forrest R.A.** The European Activation System: EASY-2007 Overview. — Abingdon: EURATOM/UKAEA Fusion, 2007, p. 33.
52. **Stoller R.E. et al.** Summary Report of the Technical Meeting on Primary Radiation Damage: from nuclear reaction to point defects. — Vienna: IAEA INDC (NDS), 2012, p. 93.
53. **Konobeyev A.Y., Fischer U., Simakov S.P.** Atomic displacement cross-sections for neutron irradiation of materials from Be to Bi calculated using the arc-dpa model. — Nucl. Eng. Technol., 2019, vol. 51, p. 170—175.
54. **Konobeyev A.Yu., Leichtle D.** Status of the Work for Neutron Displacement Cross-Sections for JEFF-4T1. Report EFFDOC-1471 on Nuclear Data Week, France, Paris, 2022, p. 15.
55. **Fleming M., Sublet J.-Ch.** Validation of FISPACT-II Decay Heat and Inventory Predictions for Fission Events. — Abington: UK Atomic Energy Authority, 2018, p. 63.
56. **Gilbert M.R., Vilkhivskaya O., Sublet J.-Ch.** Fusion decay heat validation, FISPACT-II & TENDL-2019, ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, EAF2010, and IRDFF-II nuclear data libraries. — Abington: UK Atomic Energy Authority, 2020, p. 511.
57. **Veprev D.P., Boldyrev A.V., Chernov S.Yu.** Validation of the BERKUT fuel rod module against mixed nitride fuel experimental data. — Annals of Nuclear Energy, 2020, vol. 135, p. 106963.
58. **Колбасов Б.Н., Иванов Д.П.** Пусковые испытания токамака JT-60SA (хроника). — ВАИТ. Сер. Термоядерный синтез, 2022, т. 45, вып. 3, с. 88—90.



Ринат Бекирович Богданович, главный специалист, к. техн. н.; ИБРАЭ РАН, 115191 Москва, Большая Тульская ул. 52, Россия
rynatb@gmail.com



Анна Евгеньевна Аксенова, старший научный сотрудник, к.ф.-м.н.; ИБРАЭ РАН, 115191 Москва, Большая Тульская ул. 52, Россия
aks@ibrae.ac.ru



Валерий Павлович Березнев, научный сотрудник, к. техн. н.; ИБРАЭ РАН, 115191 Москва, Большая Тульская ул. 52, Россия
bvp@ibrae.ac.ru



Анатолий Иванович Блохин, ведущий научный сотрудник, к.ф.-м.н.; ИБРАЭ РАН, 115191 Москва, Большая Тульская ул. 52, Россия
bai@ibrae.ac.ru



Павел Анатольевич Блохин, научный сотрудник, к. техн. н.; ИБРАЭ РАН, 115191 Москва, Большая Тульская ул. 52, Россия
blokhin@ibrae.ac.ru



Дмитрий Павлович Вепрев, научный сотрудник; ИБРАЭ РАН, 115191 Москва, Большая Тульская ул. 52, Россия
veprev@ibrae.ac.ru

Максим Владиславович Воривончик, инженер; ИБРАЭ РАН, 115191 Москва, Большая Тульская ул. 52, Россия
vorivonchik.mv@ibrae.ac.ru



Ольга Васильевна Ефремова, инженер; ИБРАЭ РАН, 115191 Москва, Большая Тульская ул. 52, Россия
efremovaov@ibrae.ac.ru



Дмитрий Александрович Колташев, научный сотрудник, к. техн. н.; ИБРАЭ РАН, 115191 Москва, Большая Тульская ул. 52, Россия
Kda@ibrae.ac.ru



Настасья Александровна Мосунова, заведующий отделением, д. техн. н.; ИБРАЭ РАН, 115191 Москва, Большая Тульская ул. 52, Россия
nam@ibrae.ac.ru



Мария Николаевна Петрова, инженер; ИБРАЭ РАН, 115191 Москва, Большая Тульская ул. 52, Россия
pnm@ibrae.ac.ru



Андрей Александрович Сорокин, старший научный сотрудник, к.ф.-м.н.; ИБРАЭ РАН, 115191 Москва, Большая Тульская ул. 52, Россия
sorokin@ibrae.ac.ru

Эдуард Викторович Усов, заведующий лабораторией, к. техн. н.; ИБРАЭ РАН, 115191 Москва, Большая Тульская ул. 52, Россия
usovev@gmail.com



Владимир Васильевич Чуданов, ведущий научный сотрудник, заведующий лабораторией, к.ф.-м.н.; ИБРАЭ РАН, 115191 Москва, Большая Тульская ул. 52, Россия
chud@ibrae.ac.ru

Статья поступила в редакцию 30 ноября 2022 г.
После доработки 30 декабря 2022 г.
Принята к публикации 11 января 2023 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Термоядерный синтез, 2023, т. 46, вып. 1, с. 12—28.

УДК 621.039.6

РАЗРАБОТКА И РАСЧЁТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ КОНЦЕПЦИИ ТВЕРДОТЕЛЬНОГО БЛАНКЕТА ГИБРИДНОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

*Ю.С. Стребков, Д.А. Афремов, О.П. Архипов, И.В. Вершинин, И.В. Данилов, В.О. Иванов, С.А. Козлов,
А.Б. Коростелев, И.А. Ларионов, А.Ю. Лешуков, Д.Ю. Логинов, А.В. Лопаткин, И.Б. Лукасевич,
Е.Р. Межина, И.И. Поддубный, А.А. Пулинец, А.В. Размеров, М.Н. Свириденко, А.Г. Сысоев,
Ю.С. Черепнин*

АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежаля», Москва, Россия

В настоящей статье рассматриваются результаты разработки и расчётного обоснования концепции твердотельного blankets гибридной реакторной установки (ГРУ) на базе термоядерного реактора (ТЯР) с магнитным удержанием плазмы типа токамак, предназначенной для наработки ядерного топлива для нужд атомной энергетики Российской Федерации путём трансмутации сырьевых изотопов ^{238}U и ^{232}Th в целевые изотопы ^{239}Pu и ^{233}U соответственно. Представлены варианты конструктивного исполнения твердотельного blankets ГРУ и его активной зоны (а.з.), технологических схем монтажа/демонтажа и обслуживания blankets, принципы выбора сырьевых композиций, теплоносителей и конструкционных материалов (КМ), результаты предварительных вариантных расчётов нейтронно-физических характеристик (НФХ) твердотельного blankets.

Ключевые слова: гибридная реакторная установка, твердотельный blankets, наработка топлива.

DESIGN AND ANALYSIS OF SOLID BLANKET CONCEPT FOR HYBRID FUSION-FISSION FACILITY

*Yu.S. Strebkov, D.A. Afremov, O.P. Arhipov, I.V. Verшинin, I.V. Danilov, V.O. Ivanov, S.A. Kozlov,
A.B. Korostelev, I.A. Larionov, A.Yu. Leshukov, D.Yu. Loginov, A.V. Lopatkin, I.B. Lukasevich, E.R. Mezrina,
I.I. Poddubnyi, A.A. Pulinets, A.V. Razmerov, M.N. Sviridenko, A.G. Sysoev, Yu.S. Cherepnin*

JSC «RDIPE», Moscow, Russia

The article discusses the results of conceptual design and analysis for solid blanket of a hybrid fusion-fission facility based on a tokamak-type fusion reactor with magnetic plasma confinement. This blanket is intended to breed a nuclear fuel for the RF atomic industry by transmutation of the initial isotopes ^{238}U and ^{232}Th into the target ^{239}Pu and ^{233}U , respectively. Various design options of the solid blanket of the Hybrid Reactor Facility and its core, technological schemes of blanket mounting/dismounting and maintenance, choice of raw material compositions, coolants and structural materials, and results of preliminary neutron analysis for the solid blanket are presented.

Key words: hybrid reactor facility, solid blanket, nuclear fuel breeding.

DOI: 10.21517/0202-3822-2022-46-1-29-40

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время управляемый термоядерный синтез (УТС) рассматривается как источник высокоэнергетических нейтронов не только для термоядерных реакторов (ТЯР) с целью генерации высокопотенциального тепла и электрической энергии, но и для гибридных (синтез-деление) систем. Гибридные системы позволят нарабатывать ядерное топливо для нужд атомной энергетики, а также дожигать радиоактивные отходы (трансмутация долгоживущих и высокоактивных продуктов деления и минорных актинидов (МА) в стабильные или короткоживущие и низкоактивные изотопы).

В гибридных (синтез-деление) системах зона термоядерной реакции рассматривается как внешний источник нейтронов, управляющий ядерными реакциями в подкритическом blankets, в котором происходит размножение нейтронов и умножение энергии. Предполагается также, что повышенная безопасность, обусловленная подкритическим режимом работы ядерной части ГРУ, будет способствовать внедрению УТС в ядерную энергетику.

В настоящее время в реакторах АЭС на тепловых нейтронах используется уран, обогащённый по изотопу ^{235}U до 4,5, и более 90% добываемого природного урана идёт в отвал, т.е. в атомной энергетике не используется. В результате в настоящее время в мире накопилось более 1,5 млн т отвального урана с 0,2—0,3% ^{235}U , который будет накапливаться и далее по мере развития атомной энергетики на тепловых нейтронах, работающей в открытом топливном цикле. В этой связи создание технологии энергетическо-

го использования отвального урана, альтернативной промышленным АЭС на быстрых нейтронах, является актуальной задачей [1].

Оба способа производства энергии (синтез и деление) могут работать только при наличии надёжной сырьевой базы. Современные запасы природного урана составляют величину порядка 20 млн т (что соответствует 50—70 млрд т н. э.), из которых 8 млн т являются достоверными запасами, уже разведанными и готовыми к промышленному извлечению. Таким образом, с учётом реалий развития атомной отрасли возникает отложенный дефицит природного урана, поэтому расширение или создание практически неограниченной ресурсной базы атомной энергетики по-прежнему является задачей, имеющей стратегический приоритет, непосредственно связанной с организацией замкнутого топливного цикла и производством делящихся материалов из сырьевых изотопов ^{238}U и ^{232}Th [2].

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ, ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ И ТЕХНИЧЕСКИЕ ТРЕБОВАНИЯ К ТВЕРДОТЕЛЬНОМУ БЛАНКЕТУ ГРУ

В 2021 г. в АО «НИКИЭТ» начаты разработка и расчётное обоснование концепции твердотельного blankets ГРУ, предназначенного для наработки ядерного топлива для реакторов деления АЭС и замыкания топливных циклов U—Pu и/или Th—U . В качестве сырьевых материалов должны быть рассмотрены изотопы ^{238}U и ^{232}Th соответственно.

К твердотельному blankets ГРУ предъявляются следующие технические требования:

- blankets ГРУ должен рассматриваться как наработчик ядерного топлива для реакторов деления АЭС, замыкающий топливные циклы обоих типов: Th—U и U—Pu ;
- в качестве внешнего источника первичных нейтронов рассматривается ТЯР типа токамак;
- blankets ГРУ должен располагаться на внешнем обводе вакуумной камеры токамака;
- blankets ГРУ должен обладать свойствами подкритической системы ($K_{\text{эф}} \leq 0,95$);
- выбор рабочих параметров blankets ГРУ должен осуществляться на основе характеристик и параметров а.з. реакторных установок, принятых в современной ядерной энергетике;
- выбор кандидатных конструкционных и функциональных материалов blankets должен проводиться с учётом опыта их разработки и эксплуатации в ядерных реакторах и с учётом норм расчёта на прочность трубопроводов и оборудования АЭС.

КОНФИГУРАЦИЯ И ОСНОВНЫЕ ПАРАМЕТРЫ ГРУ

На этапе концептуальной разработки рассматриваются следующие основные параметры ГРУ:

- большой радиус плазмы установки $R = 2,75$ м;

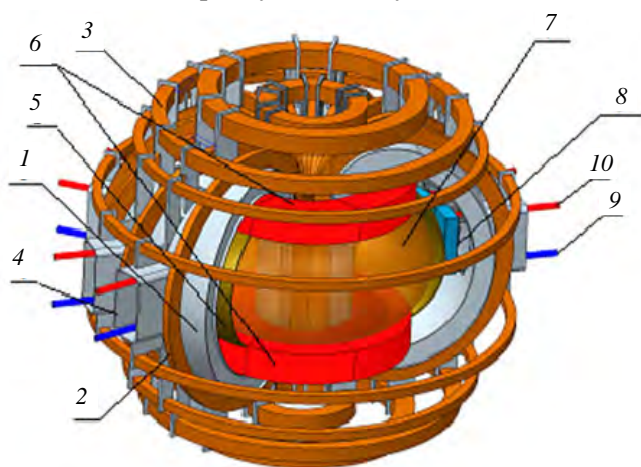


Рис. 1. Гибридная реакторная установка (криостат не показан): 1 — вакуумная камера; 2 — катушка тороидального магнитного поля; 3 — катушка полоидального магнитного поля; 4 — экваториальный порт; 5 — ПС; 6 — зоны размещения верхнего/нижнего диверторов; 7 — плазма; 8 — модуль blankets; 9 — подводящий патрубков теплоносителя; 10 — отводящий патрубков теплоносителя

- малый радиус плазмы $a = 1$ м;
- термоядерная мощность $P_{\text{FUS}} = 40$ МВт;
- тороидальное магнитное поле на оси плазменного шнура $B_{t0} = 5$ Тл;
- ток плазмы $I_p = 5$ МА.

ГРУ (рис. 1) представляет собой токамак, включающий:

- сверхпроводящую магнитную систему (центральный соленоид, 18 катушек тороидального и 10 катушек полоидального магнитных полей);
- вакуумный корпус (ВК), формирующий вакуумную границу и выполняющий функцию защиты сверхпроводящих катушек магнитной системы от нагрева за счёт потоков нейтронов и гамма-излучения из плазмы. ВК состоит из двух оболочек, пространство между которыми заполнено железобетонной защитой (ЖВЗ) (70% нержа-

веющая сталь и 30% вода) с обеспечением циркуляции воды. Толщина ВК 600 мм, рабочая температура порядка 100 °С;

— blanket, размещаемый на внутренней поверхности ВК и занимающий всё доступное по вертикали пространство между верхним и нижним диверторами. Blanket формируется из модулей (МБ), в которых размещаются ТВС с сырьевым материалом для наработки ядерного топлива;

— первую стенку (ПС), воспринимающую тепловую и нейтронную нагрузки. ПС должна сохранять работоспособность при плотности теплового потока до 5 МВт/м² и плотности потока нейтронов $2 \cdot 10^{13}$ см⁻²·с энергией 14 МэВ (при нейтронной нагрузке порядка 0,4 МВт/м²);

— дивертор, основным назначением которого является вывод из объёма плазменного шнура большей части альфа-частиц, возникающих в результате горения плазмы, а также примесей, образующихся вследствие её взаимодействия с поверхностью ПС. Как один из основных элементов, формирующих конфигурацию плазмы, дивертор должен выдерживать тепловые нагрузки до 10 МВт/м² и одновременно обеспечивать защиту ВК и магнитных катушек (МК), располагаемых непосредственно за зоной дивертора, от нейтронного потока из плазмы. Дивертор состоит из 36 кассет, размещаемых по окружности в верхней и нижней частях ВК.

Проведён анализ нормативной базы, включающей федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии, которые содержат требования, значимые для разработки твердотельного blankets. При проектировании твердотельного blankets ГРУ предлагается в качестве основного руководящего документа использовать НП-059 [3], так как именно в нём содержатся наиболее детальные требования к установкам такого рода. При этом ГРУ классифицируется как «подкритический стенд».

ВЫБОР СЫРЬЕВЫХ КОМПОЗИЦИЙ, ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ И КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ

При разработке концепции blankets ГРУ рассмотрены следующие сырьевые композиции: в металлическом виде (U, Th), в виде диоксидов (UO₂, ThO₂) и мононитридов (UN, ThN).

В качестве теплоносителя тракта охлаждения а.з. рассмотрены водяной (лёгкая вода H₂O, пароводяная смесь, тяжёлая вода D₂O), газовый (диоксид углерода CO₂) и жидкометаллический (свинец Pb, натрий-калиевая (Na—K) эвтектика (78% — K, 22% — Na)).

По результатам вариантного расчётного анализа нейтронно-физических характеристик (НФХ) твердотельного blankets для дальнейшего рассмотрения предложены сырьевые композиции в металлическом виде (U, Th), а в качестве теплоносителя а.з.— тяжёлая вода (D₂O) и диоксид углерода (CO₂), обеспечивающие наибольшую производительность наработки.

При выборе основных кандидатных КМ необходимо принимать во внимание следующие характеристики:

- радиационную стойкость при рабочих температурах;
- коррозионную стойкость в рабочей среде;
- жаропрочность под действием облучения в условиях эксплуатации;
- низкую остаточную наведённую активность (малоактивируемость) и низкое сечение захвата нейтронов;
- промышленную освоенность КМ;
- стойкость к охрупчиванию водородом и гелием;
- степень разработки предлагаемых кандидатных КМ и опыт их эксплуатации в ядерных реакторах.

Исходя из всех предъявляемых требований и учитывая рассматриваемый диапазон рабочей температуры, а также предлагаемые сырьевые композиции и теплоносители, в качестве кандидатных КМ для твердотельного blankets ГРУ рассмотрены хромоникелевые стали аустенитного класса, хромистые стали ферритно-мартенситного класса и циркониевые сплавы. Следует учитывать, что оптимального КМ, в полной мере удовлетворяющего всем предъявляемым требованиям, в настоящее время не существует, а рассматриваемые материалы имеют свои преимущества и недостатки при их возможном применении в качестве кандидатных для твердотельного blankets ГРУ. Стали аустенитного класса обладают высокой жаропрочностью, коррозионной стойкостью и приемлемой технологичностью, стали ферритно-

мартенситного класса — стойкостью к радиационному распуханию и высокотемпературному радиационному охрупчиванию (ВТРО), циркониевые сплавы обладают низким сечением захвата нейтронов, приемлемой коррозионной и радиационной стойкостью. Основными недостатками сталей аустенитного класса являются радиационное распухание, склонность к ВТРО, активируемость, сталей ферритно-мартенситного класса — недостаточная жаропрочность, склонность к низкотемпературному радиационному охрупчиванию, ограниченная технологичность, циркониевых сплавов — низкая жаропрочность (до 350 °С), склонность к водородному охрупчиванию, радиационный рост. Указанные недостатки рассматриваемых КМ в некоторой степени могут быть минимизированы соответствующим легированием и/или совершенствованием технологии выплавки.

В качестве предварительных кандидатных КМ для корпуса твердотельного бланкета ГРУ на данном этапе рассмотрены стали аустенитного класса марок 06X16N15M2Г2ТФР-ИД (ЧС68-ИД), 07X16N19M2Г2БТР-ИД (ЭК164-ИД), стали ферритно-мартенситного класса марок 12X12M1БФР-Ш (ЭП450-Ш), 10X9MФБ-Ш (ДИ82-Ш), 16X12В2ФТАР (ЭК181), а для элементов конструкции а.з. (оболочек твэлов) — циркониевый сплав марки Э110.

Самым перспективным в настоящее время кандидатным КМ для твердотельного бланкета ГРУ является жаропрочная ферритно-мартенситная хромистая сталь марки ЭК181, которая была разработана для применения в быстрых и термоядерных реакторах, характеризуется высокой радиационной стойкостью и низкой остаточной наведённой активностью.

Также необходимо рассмотреть возможность разработки и создания новых малоактивируемых КМ или модификаций КМ, предложенных ранее, отвечающих предъявляемым требованиям в соответствии с определёнными условиями работы твердотельного бланкета ГРУ.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ СХЕМЫ МОНТАЖА МОДУЛЯ БЛАНКЕТА

Разрабатываемый твердотельный бланкет ГРУ формируется из модулей (основных структурных элементов), в которых предполагается размещение сырьевого материала (изотопов ^{238}U и ^{232}Th в металлическом виде) для наработки ядерного топлива.

Учитывая особенность функционирования ТЯР — необходимость поддерживать глубокий вакуум в ВК для осуществления процессов зажигания и горения плазмы, при разработке МБ используются подходы, максимально снижающие количество сварных соединений трубопроводов циркуляции теплоносителя внутри ВК.

В качестве базового варианта принята конструктивная схема МБ, показанная на рис. 2.

Вне зависимости от конструктивного исполнения твердотельного бланкета с функцией наработки топливных нуклидов его обслуживание можно разделить на две стадии: «до включения ГРУ» и «после включения ГРУ» (под включением ГРУ подразумевается осуществление процесса первого зажигания с последующим горением плазмы при вводе установки в эксплуатацию или после длительного останова, обусловленного возникновением аварии или проведением планово-предупредительного ремонта).

На стадии «до включения ГРУ» в бланкете и внутрикамерных элементах ГРУ отсутствуют высокоактивные материалы и монтаж/демонтаж МБ может осуществляться с непосредственным участием обслуживающего персонала, но сразу после зажигания плазмы в ГРУ все элементы конструкции бланкета и обеспечивающих систем оказы-

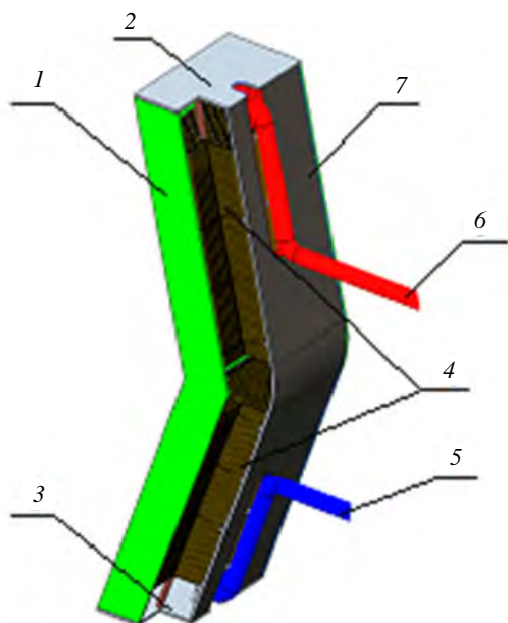


Рис. 2. Модуль бланкета: 1 — скоба корпуса; 2 — верхняя крышка корпуса; 3 — нижняя крышка корпуса; 4 — ТВС с твэлами из сырьевого материала; 5 — подводящий патрубков теплоносителя; 6 — отводящий патрубков теплоносителя; 7 — тыльная плита корпуса

ваются под воздействием потока нейтронов, приводящего к активации как элементов конструкции самого твердотельного бланкета, так и других элементов конструкции ГРУ, находящихся в объёме ВК. Таким образом, на стадии «после включения ГРУ» работы по обслуживанию бланкета и внутрикамерных компонентов ГРУ должны осуществляться только с использованием робототехники и систем дистанционного обслуживания, без присутствия персонала на участке проведения работ. Кроме того, для транспортировки МБ и внутрикамерных компонентов ГРУ из ВК после перехода на стадию обслуживания «после включения ГРУ» требуется использовать транспортно-упаковочные контейнеры (ТУК), оснащённые радиационной защитой.

Для загрузки/выгрузки МБ, обслуживания и подвода/отвода теплоносителя системы охлаждения модулей твердотельного бланкета используются экваториальные порты (ЭП).

Монтаж и подключение МБ к системе охлаждения осуществляются таким образом, что в каждом секторе ВК остаётся незанятым центральный ЭП для размещения в нём систем дистанционного обслуживания и подачи внутрикамерных элементов ГРУ.

Монтаж внутрикамерных элементов ГРУ выполняется в следующей строго определённой последовательности:

- монтаж и подключение дивертора к системе охлаждения;
- монтаж и подключение основной части МБ к системе охлаждения;
- монтаж и подключение ПС к системе охлаждения;
- монтаж и подключение МБ, размещаемых в центральных ЭП секторов ВК, к системе охлаждения;
- монтаж с последующим вакуумированием ЖВЗ, размещаемой в ЭП ГРУ.

Демонтаж внутрикамерных компонентов ГРУ осуществляется в обратной последовательности.

МБ поставляется на монтажную площадку в собранном виде.

Монтаж МБ выполняется в следующей последовательности:

- МБ подаётся в ВК в горизонтальном положении через ЭП ГРУ. Перемещение МБ в портовом канале осуществляется по транспортировочным полозьям, размещаемым на вертикальных стенках канала;
- во время постепенной подачи МБ в ВК осуществляется подъём его верхней части для принятия им рабочего положения;
- после окончания позиционирования и юстировки МБ относительно монтажных мест, размещаемых на внешнем обводе, и трубопроводов подвода/отвода теплоносителя осуществляется механическое крепление МБ на внешнем обводе ВК и подключение к системе охлаждения бланкета ГРУ. Подключение МБ к системе охлаждения осуществляется посредством сварки патрубков, размещаемых на МБ, к трубопроводу, размещаемому на ВК;
- после окончания монтажных и сварочных работ осуществляются визуальный и измерительный контроль механических соединений и неразрушающий контроль сварных соединений.

По окончании монтажа МБ внутри ВК проводятся установка и герметизация портовой пробки, которая выполняет роль ЖВЗ канала ЭП. Герметизация осуществляется посредством создания вакуумноплотного сварного соединения по контуру портовой пробки и ЭП.

Для заполнения ЭП, через которые осуществляется монтаж дивертора и ПС, используются МБ меньшего вертикального размера для того, чтобы их можно было доставлять в ВК в рабочем положении. Таким образом, высота МБ не должна превышать вертикальных размеров ЭП ГРУ.

РАЗРАБОТКА АКТИВНОЙ ЗОНЫ МОДУЛЯ БЛАНКЕТА

Как отмечалось, в качестве теплоносителя приняты тяжёлая вода и диоксид углерода, в качестве сырьевого материала — металлический уран или торий.

В качестве конструкционного материала ТВС и твэлов был выбран циркониевый сплав Э110. Этот сплав совместим с металлическим ураном и водой, обладает хорошими механическими, коррозионными свойствами, обладает низким сечением захвата нейтронов и имеет широкий опыт эксплуатации в составе а.з. реакторов ВВЭР и РБМК. Температура эксплуатации сплава в этих реакторах порядка 350 °С, что

хорошо сочетается с применением металлического урана. В табл. 1 представлены температурные характеристики КМ и сырьевых материалов.

Т а б л и ц а 1. Температурные характеристики КМ и сырьевых материалов

Параметр	КМ	Сырьевые материалы	
Материал	Э110	Металлический уран	Металлический торий
Температура плавления, °С	1855	1132	1755
Допускаемая температура эксплуатации, °С	1200	800*	1230*

*Допускаемая температура эксплуатации принимается как 0,7 $T_{\text{плавления}}$

Общие положения. Рассмотрены варианты а.з. твердотельного blankets ГРУ с сырьевым материалом, размещённым в стержневых твэлах. Толщина оболочки твэлов во всех вариантах выбрана равной 1 мм, но требует уточнения на следующих стадиях разработки. Твэлы в пучке могут располагаться по треугольной или квадратной решётке. Для квадратной решётки не требуется размещение вытеснителей на периферии, а треугольная имеет лучшее соотношение топливо/вода в регулярной части. Поэтому чем больше твэлов в ТВС, тем предпочтительнее применение треугольной решётки.

Твэлы могут быть дистанционированы между собой разными способами: ребро по ребру, ребро по оболочке, с помощью дистанционирующих решёток. Выбор способа дистанционирования будет сделан на следующих стадиях разработки с учётом технологичности и коррозионно-эрозионной стойкости, которые, в основном, определяются выбором КМ и теплоносителя. Аналогичная ситуация с креплением твэлов в ТВС. Во всех вариантах твэлы с одной стороны закрепляются в опорной решётке (или опоре), а с другой стороны остаются незакреплёнными, позволяя температурные и радиационные удлинения в процессе эксплуатации.

Основной вариант конструкции ТВС (вариант 1). Основной вариант МБ (вариант 1) показан на рис. 3. МБ состоит из корпуса и двух идентичных ТВС. В состав ТВС входит крышка, которая герметизируется на корпусе МБ с помощью АДС. ТВС включает твэлы, вытеснители, обоймы, опору и крышки. Крышки ТВС имеют патрубки подвода/отвода теплоносителя. Схема течения теплоносителя однозаходная, снизу вверх.

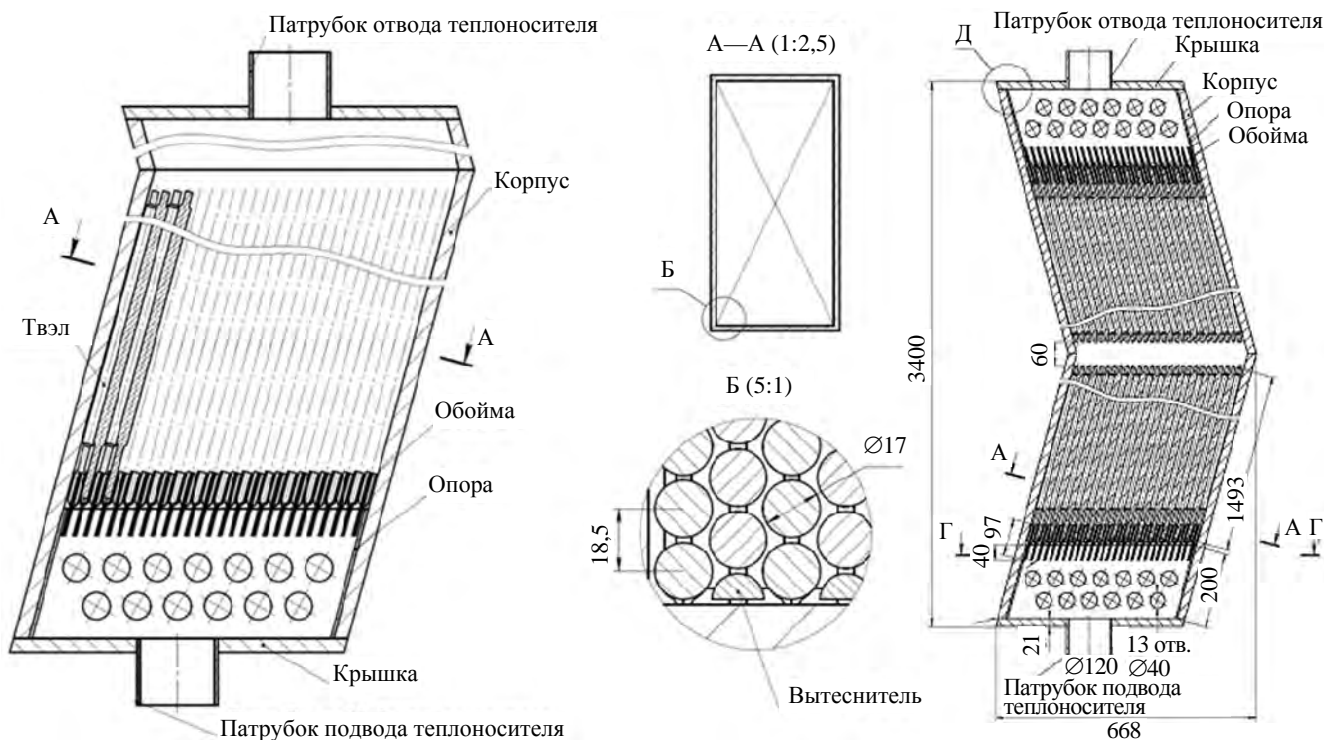


Рис. 3. Модуль твердотельного blankets ГРУ (вариант 1, основной)

Каждая ТВС содержит 1310 твэлов. Твэлы диаметром 17 мм располагаются по треугольной решётке с шагом 18,5 мм. Дистанционирование твэлов внутри blankets обеспечивается проволокой круглого сечения диаметром 1,4 мм, навитой на оболочку твэла. Шаг навивки 200 мм, навивка однозаходная. Дистанционирование твэлов выполнено по схеме ребро по оболочке. Крепление проволоки к оболочке осуществляется контактной сваркой.

Обойма — две спрофилированные пластины, совместно образующие посадочные глухие отверстия для твэлов. Между гнездами твэлов пластины соединены точечной сваркой. Обоймы вставляются в пазы опоры и закрепляются сваркой. Концевики твэлов закрепляются в обоймах также при помощи сварки.

Для гидравлического профилирования боковых ячеек в обоймы, кроме твэлов, установлены вытеснители.

Несущим элементом ТВС является опора, которая снабжена дополнительными рёбрами для обеспечения прочности. Отверстия в рёбрах предназначены для циркуляции теплоносителя. Крышка соединяется с опорой сварным соединением. КМ обойм и опоры — сплав Э110.

Твэл — оболочка, внутри которой расположен топливный сердечник. Оболочка и концевые элементы выполнены из сплава Э110, топливный сердечник — из металлического урана. Герметизация твэла осуществляется сваркой оболочки с концевыми элементами. Твэл имеет лыски на заглушке для обеспечения транспортных операций и для его ориентации. Концевик предназначен для крепления в обойме. Схема твэла показана на рис. 4.

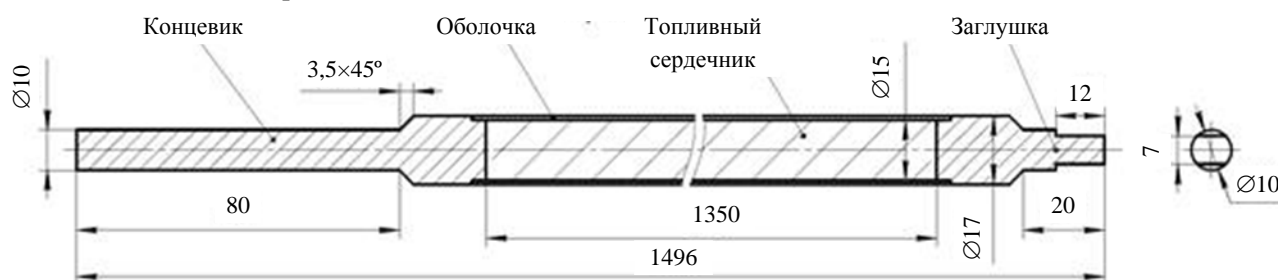


Рис. 4. Схема твэла модуля твердотельного blankets ГРУ

Характеристики твэла (вариант 1):

Диаметр твэла, мм . . .	17
Толщина оболочки, мм . . .	1
Конструкционный материал твэла . . .	Сплав Э110
Сырьевой материал . . .	Металлический уран (торий)

Для основного варианта был определён следующий порядок сборки:

- твэлы и вытеснители крепятся в обоймах с помощью сварных соединений;
- к крышке приваривается опора ТВС (сварная металлоконструкция);
- обоймы с твэлами и вытеснителями закрепляются в пазах опоры с помощью сварки;
- ТВС вставляется в корпус blankets;
- крышка герметизируется на корпусе сваркой.

Альтернативные варианты ТВС (варианты 2, 3). Предложено два альтернативных варианта конструкции ТВС.

В варианте 2 (рис. 5) твэлы диаметром 17 мм расположены по квадратной решётке с шагом 18,5 мм с дистанционированием типа ребро по оболочке. Каждая ТВС содержит 121 твэл.

МБ в этом варианте представляет собой одну компактную ТВС. В отличие от других вариантов габариты этой ТВС позволяют произвести сборку пучка твэлов с корпусом на заводе-изготовителе.

ТВС включает корпус, крышку, разделитель потока, опорную решётку и пучок твэлов. Крышка в сборе с ТВС герметизируется на корпусе МБ с помощью АДС.

Корпус имеет боковые патрубки подвода/отвода теплоносителя. Схема течения теплоносителя — двухзаходная с разворотом на 180° перед входом в пучок твэлов.

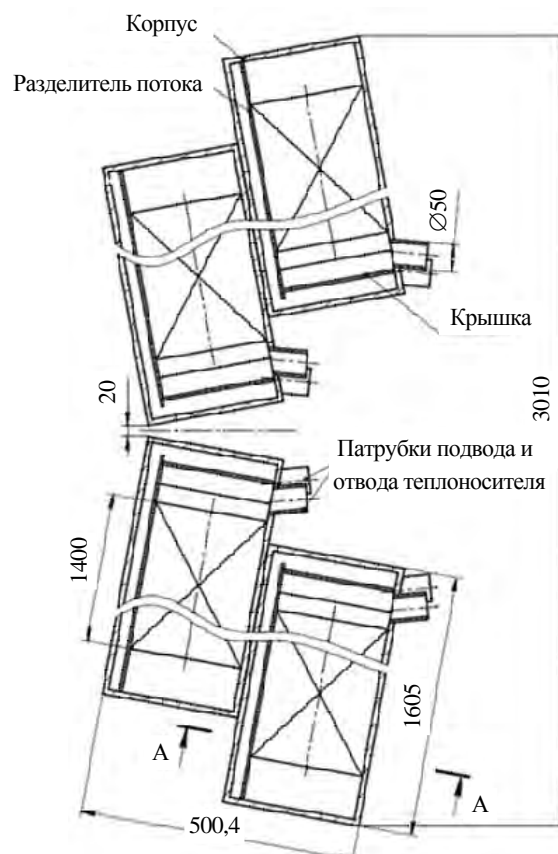


Рис. 5. Модуль твердотельного blankets ГРУ (вариант 2, альтернативный)

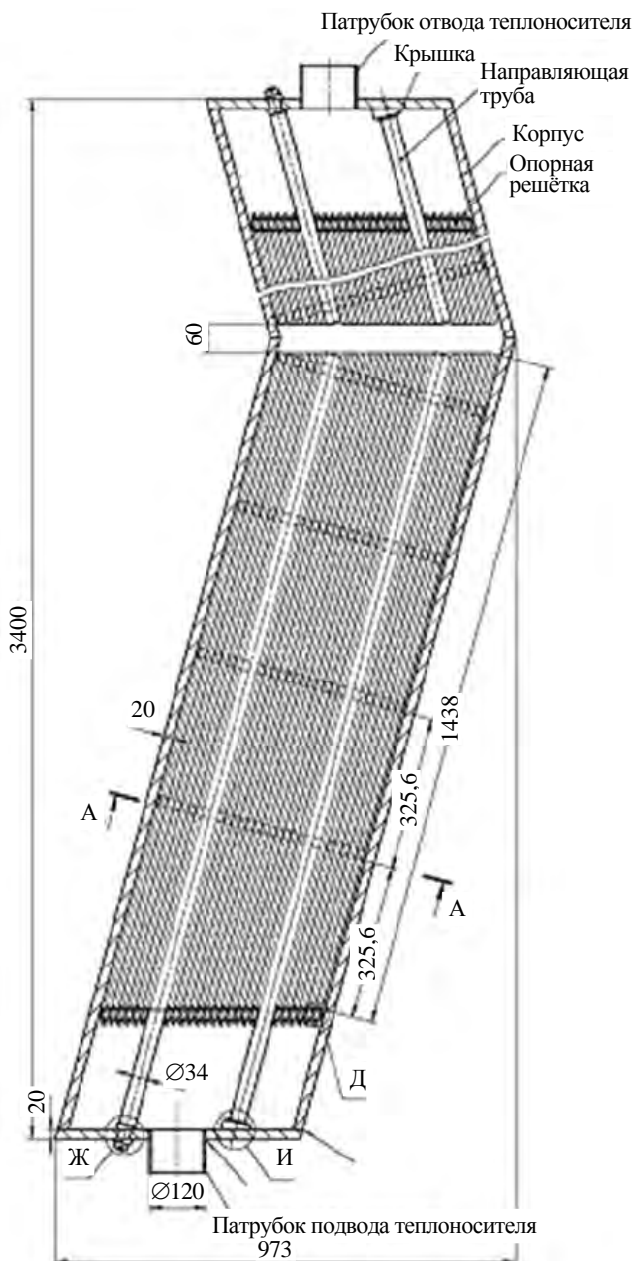


Рис. 6. Модуль твердотельного blankets ГРУ (вариант 3, альтернативный)

В варианте 3 (рис. 6) рассматривается МБ, в котором твэлы диаметром 15 мм расположены по квадратной решётке с шагом 16 мм.

МБ состоит из корпуса, двух крышек и восьми идентичных ТВС. Крышка в сборе с ТВС герметизируется на корпусе МБ с помощью АДС.

Крышка имеет патрубки подвода/отвода теплоносителя. Схема течения теплоносителя аналогична варианту 1 — однозаходная, снизу вверх.

На каждой крышке крепится по четыре ТВС. ТВС состоит из пучка твэлов, опорной решётки и направляющих труб. Каждый пучок состоит из 384 твэлов.

Дистанционирование твэлов осуществляется с помощью решёток. Твэлы устанавливаются в ячейки дистанционирующей решётки с натягом. Дистанционирующая решётка набирается из отдельных сегментов — ячеек с пуклёвками. Поле ячеек окружено наружным ободом. Ячейки соединены между собой, с ободом и с направляющими трубами точечной контактной сваркой.

Опорная решётка крепится к двум направляющим трубам с помощью сварки. В опорных решётках предусмотрены отверстия для циркуляции теплоносителя.

Сравнение вариантов. В табл. 2 представлены массогабаритные характеристики различных вариантов конструкции МБ со стержневыми твэлами. Количество МБ в ГРУ определялось как максимальное количество модулей, которое возможно геометрически расположить в ВК, за вычетом шести модулей под инжектор нейтральных атомов.

Основной вариант МБ (вариант 1) имеет следующие особенности:

Т а б л и ц а 2. Массогабаритные характеристики различных вариантов МБ

Параметр	Значение		
	1	2	3
Номер варианта			
Габариты МБ (без учёта патрубков):			
— высота, мм;	3400,0	1605,0	3400,0
— ширина, мм;	479,0	225,2	491,0
— глубина, мм	950,0	250,2	945,0
Масса МБ, т	12,4	0,65	11,2
Масса сырьевого материала в МБ, т	10,3	0,5	9,5
Количество МБ в ГРУ	12	388	12
Суммарная масса ФМ в ГРУ, т	123,6	194,0	114,0

1. максимальные массогабаритные параметры;
2. повышенные требования к перегрузочному оборудованию и к сборочной оснастке (как следствие 1);
3. повышенные требования к прочности корпуса (как следствие 1);
4. относительная простота подключения патрубков теплоносителя: вариант 1 имеет минимальное число соединений тракта теплоносителя, и есть возможность расположить патрубки теплоносителя системы охлаждения blankets на одной вертикали с вертикальными портами (ВП).

Основное достоинство варианта 2 по сравнению с вариантом 1 — существенно меньшие габариты и масса одного МБ. Это позволяет упростить перегрузочное оборудование и сборочную оснастку, а также относительно просто проводить автономные испытания (теплогидравлические, на стойкость к внешним воздействующим факторам и пр.) МБ и ТВС.

Из недостатков варианта 2 необходимо отметить более сложную систему подключения blankets к первому контуру системы охлаждения. Из-за увеличения количества МБ также увеличивается и количество соединений тракта теплоносителя. Кроме этого, соединения с трактом в этом варианте будут находиться либо в труднодоступных местах ВК рядом с дивертором, либо напротив ЭП, что не позволит выполнить дренаж теплоносителя из МБ нижнего ряда, что, в свою очередь, существенно усложнит демонтаж МБ с жидким теплоносителем.

Основное преимущество этого варианта — более полное использование объема ВК за счёт компактной однотипной ТВС. Чтобы сократить разницу между вариантами по суммарному количеству сырьевого материала в ГРУ, для вариантов 1 и 3 необходимо будет разрабатывать исполнение МБ, не препятствующее работе инжектора нейтральных атомов.

Вариант 3 является промежуточным между вариантами 1 и 2. Он сформирован из компактных ТВС с относительно простыми сборками и схемами автономных испытаний. Подключение такого МБ к контуру системы охлаждения аналогично варианту 1. При этом также необходимо мощное перегрузочное оборудование для монтажа массивных МБ в объём ВК.

РАСЧЁТ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК

Проведено расчётное исследование НФХ твердотельного blankets ГРУ с использованием предварительной расчётной схемы для композиций сырьевых материалов (^{238}U и ^{232}Th) в металлическом, диоксидном и мононитридном виде и шести теплоносителей (лёгкая вода, пароводяная смесь, тяжёлая вода, диоксид углерода, натрий-калиевая эвтектика и свинец).

Расчёты по определению НФХ blankets проводились на упрощённой модели (рис. 7). Модель включает пять областей: объём плазмы, который служит источником нейтронов; ПС, граничащая с плазмой; рабочая зона модуля, предназначенная для размещения сырьевых изотопов и теплоносителя; тонкостенный корпус рабочей зоны модуля; тыльная стенка, выполняющая роль радиационной защиты.

Со стороны плазмы, а также сверху и снизу (на боковых поверхностях модуля) задаётся зеркальное отражение, т.е. в расчёте blankets представляется бесконечным в двух поперечных направлениях. При нормировке результатов применительно ко всей установке учитывается, что blankets покрывает лишь 60% от всей поверхности границы объёма, в котором находится плазма.

Источник нейтронов задан плоским моноэнергетичным с энергией нейтрона 14,1 МэВ, нейтронная нагрузка на ПС $0,4 \text{ МВт/м}^2$.

Защита представляется гомогенизированной смесью нержавеющей стали и теплоносителя, аналогичного применённому в рабочей зоне, в пропорции 70:30.

ПС задаётся в виде следующих слоёв:

- бериллий, 5 мм;
- бронза, 1,5 мм;
- теплоноситель, аналогичный применённому в рабочей зоне, 7 мм;
- бронза, 1,5 мм;
- нержавеющая сталь, 10 мм.

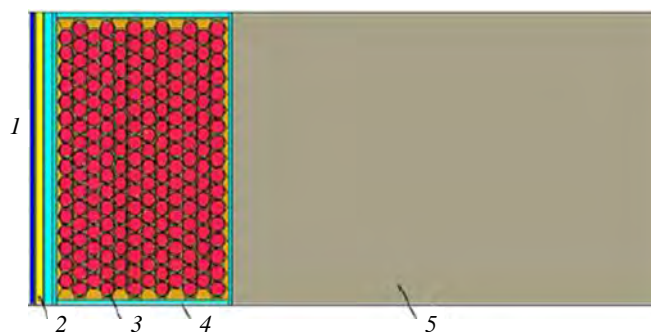


Рис. 7. Расчётная модель модуля blankets: 1 — плазма; 2 — первая стенка; 3 — рабочая зона, предназначенная для размещения сырьевого материала; 4 — корпус рабочей зоны; 5 — тыльная стенка (защита)

Проведённый расчёт НФХ показал, что с точки зрения высокой производительности наработки целевых изотопов целесообразно использование композиций сырьевого материала в металлическом виде (U и Th), а в качестве теплоносителя — среды, обеспечивающей жёсткий спектр энергии нейтронов (тяжёлая вода D₂O, диоксид углерода CO₂), при этом кампания по наработке должна быть относительно короткой (порядка одного года, возможно и дольше, но это требует уточнения в каждом конкретном случае), а оптимальная толщина а.з. составляет величину порядка 500 мм.

Из концептуального предназначения установки следует, что в качестве критерия эффективности конструкции твердотельного blankets ГРУ следует рассматривать массу целевого изотопа, наработанную за один эффективный год при облучении нейтронным потоком 1 м² поверхности ПС, обращённой к плазме.

Проведён расчёт НФХ твердотельного blankets ГРУ для основного предлагаемого варианта рабочей зоны (см. рис. 3) для всех вариантов сырьевых композиций и теплоносителей, результаты представлены в табл. 3.

Т а б л и ц а 3. Производительность blankets для вариантов с сырьевыми композициями разного химического состава и различными теплоносителями

Тип топлива; теплоноситель	Количество нарабатываемого изотопа за один эффективный год работы, кг/(м ² ·год)	Тип топлива; теплоноситель	Количество нарабатываемого изотопа за один эффективный год работы, кг/(м ² ·год)
U; Pb	4,40	Th; Pb	2,68
U; Na—K	4,05	Th; Na—K	2,18
U; CO ₂	4,18	Th; CO ₂	2,26
U; ПВс*	3,54	Th; ПВс*	1,74
U; вода	2,94	Th; вода	1,60
U; D ₂ O	4,02	Th; D ₂ O	2,06
UO ₂ ; Pb	3,02	ThO ₂ ; Pb	2,40
UO ₂ ; Na—K	2,55	ThO ₂ ; Na—K	1,92
UO ₂ ; CO ₂	2,66	ThO ₂ ; CO ₂	1,98
UO ₂ ; ПВс*	1,99	ThO ₂ ; ПВс*	1,44
UO ₂ ; вода	1,59	ThO ₂ ; вода	1,30
UO ₂ ; D ₂ O	2,46	ThO ₂ ; D ₂ O	1,71
UN; Pb	3,47	ThN; Pb	2,54
UN; Na—K	3,08	ThN; Na—K	2,08
UN; CO ₂	3,18	ThN; CO ₂	2,15
UN; ПВс*	2,52	ThN; ПВс*	1,57
UN; вода	1,95	ThN; вода	1,35
UN; D ₂ O	3,03	ThN; D ₂ O	1,88

*ПВс — пароводяная смесь.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Специалистами АО «НИКИЭТ» проведены разработка и расчётное обоснование концепции твердотельного blankets ГРУ, предназначенного для наработки ядерного топлива для нужд атомной энергетики Российской Федерации.

Предложены различные варианты модуля твердотельного blankets и его активной зоны.

Рассмотрена технологическая схема монтажа/демонтажа модуля твердотельного blankets и его обслуживания.

Выбраны кандидатные сырьевые композиции, теплоносители и конструкционные материалы по результатам вариантного расчётного исследования НФХ твердотельного blankets с точки зрения обеспечения наибольшей производительности наработки целевых изотопов.

Проведены расчёты по оценке производительности основного предлагаемого варианта конструкции модуля твердотельного blankets, имеющего наибольшие габаритные размеры 3400×479×950 мм. Выбраны наиболее перспективные с точки зрения дальнейшей разработки варианты с сырьевыми материа-

лами в металлическом виде и теплоносителями, обеспечивающими достаточно жёсткий спектр, имеющие следующие значения производительности:

- 4,18 кг/(м²·год) — с металлическим U и газовым теплоносителем (CO₂);
- 4,02 кг/(м²·год) — с металлическим U и тяжеловодным теплоносителем (D₂O);
- 2,26 кг/(м²·год) — с металлическим Th и газовым теплоносителем (CO₂);
- 2,06 кг/(м²·год) — с металлическим Th и тяжеловодным теплоносителем (D₂O).

Выполнены сбор, анализ и систематизация исходных данных, необходимых для проведения дальнейшей разработки и расчётного обоснования твердотельного blankets ГРУ в соответствии с техническими требованиями на стадии технического предложения.

В рамках подготовки к следующей стадии работ разработано техническое задание на подготовку технического предложения по твердотельному blankets ГРУ, а также перечень критических (первоочередных) НИОКР в обоснование принимаемых проектных решений.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Мирнов С.В., Гладуш Г.Г., Гостев А.А., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Люблинский И.Е.** Концепция гибридного энергетического реактора синтез-деление на основе токамака с blankets на отвалном уране. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2019, т. 42, вып. 2, с. 22.
2. **Велихов Е.П., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф.** Заметки о будущем ядерной энергетики. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2019, т. 42, вып. 1, с. 7.
3. **НП-059-05.** Правила ядерной безопасности подкритических стенов. ПБЯ ПКС-2005.



Юрий Сергеевич Стребков, советник заместителя генерального директора по ядерной технологии термоядерных реакторов; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия
styri@nikiet.ru



Дмитрий Александрович Афремов, директор отделения, к. техн. н.; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Олег Петрович Архипов, директор отделения, к. техн. н.; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Игорь Викторович Вершинин, главный специалист; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Игорь Викторович Данилов, главный конструктор по ядерно-физическим системам ИТЭР; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Вячеслав Олегович Иванов, инженер 1-й категории, АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Сергей Анатольевич Козлов, инженер 2-й категории; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Алексей Борисович Коростелев, начальник отдела, д. техн. н., профессор; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Игорь Александрович Ларионов, начальник отдела; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Андрей Юрьевич Лешуков, заместитель начальника отдела — начальник группы перспективных разработок; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Дмитрий Юрьевич Логинов, ведущий инженер-конструктор; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Александр Викторович Лопаткин, научный руководитель инновационных проектов, д. техн. н.; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Иван Борисович Лукасевич, ведущий научный сотрудник, к.ф.-м.н.; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Екатерина Романовна Межина, инженер-конструктор 2-й категории; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Иван Игоревич Поддубный, начальник группы, к. техн. н.; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Алексей Александрович Пулинец, главный конструктор активных зон — директор отделения; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Алексей Владимирович Размеров, ведущий специалист; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия razmerov@nikiet.ru



Максим Николаевич Свириденко, заместитель главного конструктора по ядерно-физическим системам ИТЭР — начальник отдела; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Андрей Геннадьевич Сысоев, инженер-конструктор 1-й категории; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Юрий Семенович Черепнин, советник заместителя генерального директора, д. техн. н.; АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала», 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия

Статья поступила в редакцию 10 октября 2022 г.
После доработки 21 декабря 2022 г.
Принята к публикации 11 января 2023 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Термоядерный синтез, 2023, т. 46, вып. 1, с. 29—40.

УДК 621.039.623

СРАВНИТЕЛЬНЫЕ ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ НАРАБОТКИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В ГИБРИДНОМ ТЕРМОЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ С УРАНОМ И ТОРИЕМ

*А.Ю. Лешуков, А.В. Лопаткин, И.Б. Лукасевич, А.В. Размеров, Ю.С. Стребков, А.Г. Сысоев**АО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежаля», Москва, Россия*

Рассмотрен бланкет гибридного термоядерного реактора с функцией наработки топлива для ядерных реакторов. В рамках разработанной инженерной конструкции на основе плотной решётки цилиндрических твэлов проведены нейтронно-физические оценки производительности бланкета с разными сырьевыми материалами — торием и отвальным ураном, загруженными в твэлы в виде металла, оксида и нитрида, при использовании в рабочей зоне бланкета разных теплоносителей, в качестве которых рассматривались свинец, натрий-калиевая (Na—K) эвтектика, диоксид углерода, вода, пароводяная смесь (ПВс) и тяжёлая вода. Наиболее эффективные комбинации сырьевого материала и теплоносителя привели к расчётной оценке производительности ^{239}Pu около $6 \text{ кг}/(\text{м}^2\cdot\text{год})$ при нейтронной нагрузке на первую стенку $0,4 \text{ МВт}/\text{м}^2$ или $15 \text{ кг}/(\text{МВт}\cdot\text{год})$ в расчёте на нейтронную мощность, приходящуюся на первую стенку перед топливной частью бланкета. Лучшие показатели производительности ^{233}U оказываются около $3,5 \text{ кг}/(\text{м}^2\cdot\text{год})$ при нейтронной нагрузке на первую стенку $0,4 \text{ МВт}/\text{м}^2$ или $9 \text{ кг}/(\text{МВт}\cdot\text{год})$ в расчёте на нейтронную мощность, приходящуюся на первую стенку перед топливной частью бланкета.

Ключевые слова: наработка ядерного топлива, гибридный термоядерный реактор.

COMPARATIVE EVALUATIONS OF NUCLEAR FUEL BREEDING RATE IN HYBRID FISSION-FUSION REACTOR WITH U AND Th

*A.Yu. Leshukov, A.V. Lopatkin, I.B. Lukasevich, A.V. Razmerov, Yu.S. Strebkov, A.G. Sysoev**JSC «RDIPE», Moscow, Russia*

The nuclear fuel-breeding blanket of hybrid fission-fusion reactor is considered in this paper. The blanket design uses the tight layout of cylindrical heat-generating elements. The neutronic analysis of nuclear fuel breeding in blanket has been performed for source materials (metallic uranium and thorium, uranium dioxide, thorium dioxide, uranium nitride and thorium nitride) in combination with various coolants — lead, sodium-potassium-eutectic, carbon dioxide, water, steam-water mixture and heavy water. The ^{239}Pu breeding rate is about $6 \text{ kg}/(\text{m}^2\cdot\text{y})$ at the neutron wall load of $0,4 \text{ MW}/\text{m}^2$ or $15 \text{ kg}/(\text{MW}\cdot\text{y})$ being normalized on the neutron power on the first wall in front of the fuel part of blanket (for the most efficient combinations of initial material and coolant). The ^{233}U breeding rate is about $3,5 \text{ kg}/(\text{m}^2\cdot\text{y})$ at the neutron wall load of $0,4 \text{ MW}/\text{m}^2$ or $9 \text{ kg}/(\text{MW}\cdot\text{y})$ being normalized on the neutron power on the first wall in front of the fuel part of blanket (for the most efficient combinations of initial material and coolant).

Key words: nuclear fuel breeding, hybrid fusion-fission reactor.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-46-1-41-48

ВВЕДЕНИЕ

В будущем управляемый термоядерный синтез (УТС), при условии решения имеющихся технологических проблем, займёт наряду с ядерной энергетикой важное место в глобальной энергетической системе, не опирающейся более на сжигание ограниченных запасов углеводородного сырья. Для достижения максимальной эффективности УТС должен тесно взаимодействовать с ядерной энергетикой. Такое взаимодействие технически реализуется в виде гибридного термоядерного реактора (ГТР), в котором поток нейтронов, рождающихся в термоядерных реакциях, используется для облучения материалов, задействованных в ядерной энергетике, в частности, актиноидов. Существует ряд задач, которые могут решаться в рамках ГТР: производство ядерного топлива, трансмутация минорных актиноидов, т.е. сжигание долгоживущих ядерных отходов, эффективная наработка трития как топлива для самого ГТР, выработка значительной энергии, трансформируемой в электрическую. Невозможно полноценно решить все задачи в рамках единого варианта конструкции ГТР, каждая задача требует своего инженерного подхода. В данной работе изучается ГТР с функцией наработки топлива для ядерных реакторов.

Вопросы, связанные с использованием ГТР в качестве устройства-наработчика ядерного топлива, рассмотрены, в частности, в [1—8]. В [9] представляются концептуальные преимущества наработки ядерного топлива в ГТР для обеспечения нужд перспективной крупномасштабной ядерной энергетике.

В настоящей работе акцент сделан на проведении оценок, выполняющихся на базе определённой конструкции бланкета, в которой применяются и реализуются актуальные в настоящее время компоновочные подходы и конструкционные материалы. При этом рассматриваются два сырьевых актиноида: уран и торий в разных композициях, а также несколько теплоносителей, формирующих в рабочей зоне бланкета разные нейтронные спектры. Это позволяет сравнить эффективность целого ряда комбинаций и по итогам этого сравнения определить наиболее перспективные пути дальнейшей разработки бланкета. Ранее были представлены аналогичные работы [10, 11], отличающиеся тем, что в них наряду с производством ядерного топлива решалась задача наработки трития как топлива самой термоядерной установки. В данной работе ставится и решается задача производства только ядерного топлива, а в качестве единственного критерия применяется количество наработанного делящегося изотопа (^{239}Pu или ^{233}U для уранового и ториевого сырья соответственно) в расчёте на единицу нейтронной мощности, приходящейся на первую стенку, за которой размещён бланкет.

Актуальность такого многовариантного рассмотрения обусловлена тем, что адекватный учёт конструкции в существенной мере влияет на производительность бланкета.

Теоретические оценки производительности достаточно просты. Например, легко получить, что в результате замедления высокоэнергичного нейтрона, поступающего из плазмы, и последующего его захвата (без размножения, захватов и потерь) производительность бланкета будет составлять 5,5 кг/(МВт·год) в расчёте на нейтронную мощность, приходящуюся на первую стенку перед топливной частью бланкета. Однако важнейшую роль в нейтронном балансе бланкета играют реакции размножения, в основном, реакция деления. При облучении полубесконечного пространства, заполненного изотопом ^{238}U или отвальным ураном, размножение нейтронов приводит к тому, что уже четыре нейтрона в расчёте на один, поступающий из плазмы, захватываются сырьевым изотопом, поэтому производительность бланкета возрастает до примерно 23 кг/(МВт·год). При облучении полубесконечного пространства, заполненного изотопом ^{232}Th , захватываются два с половиной нейтрона в расчёте на один, поступающий из плазмы, а производительность бланкета составляет около 13,5 кг/(МВт·год). Разница между урановым и ториевым случаями заключается в том, что реакции размножения в ториевом бланкете оказываются менее эффективными вследствие меньшего сечения деления изотопа ^{232}Th по сравнению с сечением деления ^{238}U .

Однако приведённые значения являются лишь теоретическими оценками, которые не учитывают неизбежного наличия конструкционных материалов и теплоносителя в бланкете, а также утечек и иных потерь, не говоря уже об изменении характеристик по кампании. В работе представляются более реалистичные оценки производительности ядерного топлива, которые позволяют учесть ряд факторов и сделать определённые выводы о предпочтительности тех или иных конструктивных решений в простой постановке задачи, не осложнённой дополнительными критериями, связанными с требованиями наработки трития и другими условиями.

КОНСТРУКТИВНЫЕ И МЕТОДИЧЕСКИЕ ПОДХОДЫ К РЕШЕНИЮ ПОСТАВЛЕННОЙ ЗАДАЧИ

Расчёт проведён для модуля бланкета как элемента периодической структуры в предположении отсутствия ортогональной утечки нейтронов и утечки нейтронов из бланкета в плазму, что является оптимистичным приближением. Конструкция ГТР, предназначенного для размещения бланкета, в настоящее время ещё не разработана, поэтому оптимистичное приближение подразумевает, что компоновка ГТР будет максимально оптимизирована под требования бланкета. В дальнейшем проведённые оценки будут корректироваться и уточняться с учётом появляющейся информации о конструкции ГТР.

В модели плазма выступает как плоский моноэнергетический источник термоядерных нейтронов с энергией нейтрона 14,1 МэВ. Нейтронная нагрузка на первую стенку принята равной 0,4 МВт/м².

Расчётная модель включает в себя первую стенку плазменной камеры, изготовленную из слоёв бериллия, бронзы, стали, с учётом наличия в ней теплоносителя. Сырьевые материалы, находятся в цилиндрических твэлах, которые расставлены в плотной треугольной решётке внутри контейнера (рабочая зона), расположенного за первой стенкой. Между твэлами прокачивается теплоноситель. За рабочей зо-

ной с актиноидами располагается радиационная защита в виде гомогенной смеси воды и стали. Описанный модуль бланкета показан на рис. 1.

Существуют два сырьевых актиноида — ^{238}U и ^{232}Th . В результате захвата нейтрона каждым из этих изотопов после ряда ядерных превращений рождается изотоп ^{239}Pu и ^{233}U соответственно. ^{239}Pu и ^{233}U являются ядерным топливом, которое может использоваться для тепловых реакторов, поэтому в данной работе эти изотопы рассматриваются в качестве целевых. По своим характеристикам при использовании в качестве ядерного топлива в энергетических реакторах деления ^{239}Pu и ^{233}U сопоставимы, поэтому в сравнительном анализе допустимо сравнивать эти целевые изотопы по нарабатываемой массе.

Урановый сырьевой материал задан на основе отвалного урана с примесью 0,3% ^{235}U , торий представлен единственным изотопом ^{232}Th .

Сырьевой материал в твэлах задан в разных композициях: металл, оксид, нитрид. Сырьевой материал задан с плотностью, составляющей 85% от теоретической. Теоретические и принятые в расчётной модели плотности сырьевого материала представлены в табл. 1.

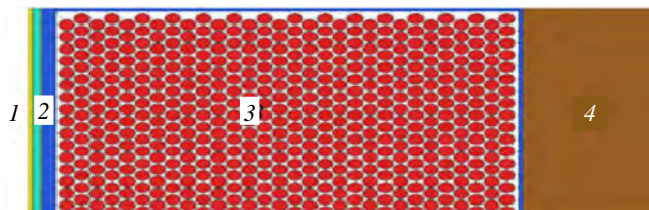


Рис. 1. Схема модуля бланкета: 1 — плазма; 2 — первая стенка; 3 — рабочая зона с твэлами, содержащими сырьевой материал; 4 — радиационная защита

Т а б л и ц а 1. Теоретическая плотность урана и тория в различных композициях и эффективная плотность, принятая в модели

Сырьевой материал	Плотность теоретическая (эффективная), г/см ³		
	Металл	Нитрид	Оксид
Уран	19,1 (16,2)	14,32 (12,2)	10,97 (9,3)
Торий	11,7 (10,0)	11,6 (9,8)	10,0 (8,5)

Рассмотрены несколько видов теплоносителя: свинец, натрий-калиевая эвтектика, диоксид углерода, ПВс, вода, тяжёлая вода.

КРИТЕРИЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ

Главный показатель эффективности бланкета определён как производительность наработанного целевого изотопа (^{239}Pu или ^{233}U) в расчёте на один эффективный год работы в среднем по кампании с единицы площади первой стенки перед топливной частью бланкета. Производительность имеет размерность кг/(м²·год) при нормировке на фиксированную нейтронную нагрузку на первую стенку (в работе она принята равной 0,4 МВт/м²) или кг/(МВт·год) при нормировке на единицу нейтронной мощности, приходящейся на первую стенку перед топливной частью бланкета.

ДИНАМИКА НАРАБОТКИ ЦЕЛЕВОГО ИЗОТОПА

Наработка целевого изотопа определяется балансом между скоростью рождения целевого изотопа и скоростью его увода за счёт деления и захвата нейтронов на нём. Равновесие этих двух процессов достигается, когда скорости рождения и увода сравниваются:

$$(\sigma_f(^{239}\text{Pu}) + \sigma_c(^{239}\text{Pu}))N_{239\text{Pu}} = \sigma_c(^{238}\text{U})N_{238\text{U}}, \quad (1)$$

где $\sigma_f(^{239}\text{Pu})$ — сечение деления ^{239}Pu ; $\sigma_c(^{239}\text{Pu})$ — сечение захвата ^{239}Pu ; $N_{239\text{Pu}}$ — количество ядер ^{239}Pu в бланкете в данный момент; $\sigma_c(^{238}\text{U})$ — сечение захвата ^{238}U ; $N_{238\text{U}}$ — количество ядер ^{238}U в бланкете в данный момент, т.е. относительное количество ядер плутония в равновесии выражается как

$$N_{239\text{Pu}}/N_{238\text{U}} = \sigma_c(^{238}\text{U})/(\sigma_f(^{239}\text{Pu}) + \sigma_c(^{239}\text{Pu})). \quad (2)$$

В ходе облучения количество плутония в бланкете возрастает, пока не достигнет равновесного значения, определяемого соотношением (2), которое более корректно следует назвать квазиравновесным, поскольку после этого в связи с выгоранием ^{238}U количество плутония начинает медленно понижаться, сохраняя соотношение (2). Таким образом, соотношение (2) определяет теоретическую предельную относительную концентрацию ^{239}Pu , которая может быть наработана в данном спектре.

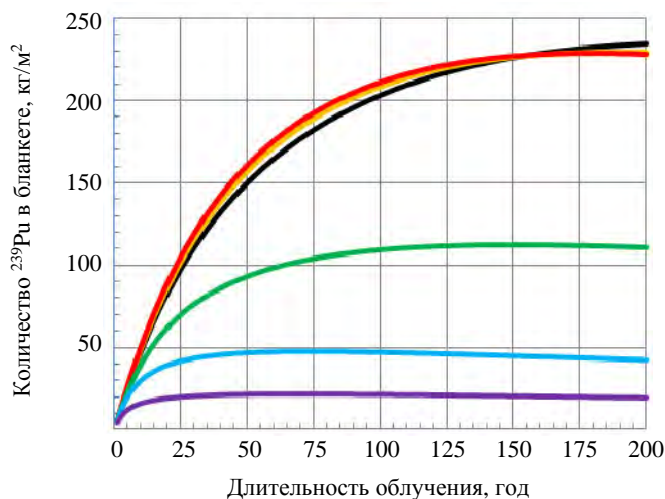


Рис. 2. Накопление ^{239}Pu в бланкете при длительном облучении для вариантов с металлическим урановым сырьём: — газ; — натрий—калий; — свинец; — тяжёлая вода; — пар—вода; — вода

Равновесная концентрация ^{233}U в ториевом бланкете определяется аналогично в виде баланса между рождением ^{233}U при захвате нейтрона ^{232}Th и уводом ^{233}U за счёт деления и захвата.

Описанные процессы приводят к тому, что количество наработанного изотопа меняется с течением времени так, как это показано на рис. 2 (для случая уранового сырья). Рис. 2 интересен не с практической точки зрения (никто не планирует облучать сырьевой материал сотни лет), он позволяет проанализировать процессы и тенденции, имеющие место в бланкете при наработке топливных изотопов.

Используя сечения ядерных реакций из табл. 2, можно оценить равновесные концентрации разных энергетических интервалов нейтронного спектра для уранового и ториевого бланкетов и увидеть, что по всему спектру эти концен-

Таблица 2. Значения сечений ядерных реакций в некоторых точках энергетического спектра, бн

Реакция	1 эВ	0,01 МэВ	0,1 МэВ	1 МэВ	2 МэВ	5 МэВ	10 МэВ	14 МэВ
$^{238}\text{U}(n, f)$	$3 \cdot 10^{-6}$	$5 \cdot 10^{-5}$	$5,4 \cdot 10^{-5}$	$1,5 \cdot 10^{-2}$	0,54	0,55	1,01	1,15
$^{232}\text{Th}(n, f)$	0	$2,5 \cdot 10^{-6}$	$4,6 \cdot 10^{-7}$	$1,4 \cdot 10^{-3}$	0,12	0,15	0,32	0,36
$^{238}\text{U}(n, \gamma)$	0,5	0,5	0,18	0,13	$4,8 \cdot 10^{-2}$	$2,2 \cdot 10^{-3}$	$9,2 \cdot 10^{-4}$	$8,2 \cdot 10^{-4}$
$^{232}\text{Th}(n, \gamma)$	0,8	0,83	0,23	0,135	$7,4 \cdot 10^{-2}$	$2,8 \cdot 10^{-3}$	$1,1 \cdot 10^{-3}$	$1,1 \cdot 10^{-3}$
$^{238}\text{U}(n, 2n)$	0	0	0	0	0	0	1,42	0,92
$^{232}\text{Th}(n, 2n)$	0	0	0	0	0	0	2,1	1,48
$\nu_f(^{238}\text{U})$	2,4	2,4	2,4	2,5	2,6	3,1	3,8	4,5
$\nu_f(^{232}\text{Th})$	2,1	2,1	2,1	2,2	2,2	2,6	3,4	4
$^{239}\text{Pu}(n, f)$	39	1,76	1,56	1,74	1,98	1,69	2,25	2,4
$^{233}\text{U}(n, f)$	140	3,89	2,26	1,86	1,99	1,54	2,23	2,36
$^{239}\text{Pu}(n, \gamma)$	7,7	1,16	0,26	$4,2 \cdot 10^{-2}$	$1,6 \cdot 10^{-2}$	$9,5 \cdot 10^{-4}$	$7,7 \cdot 10^{-4}$	$7,9 \cdot 10^{-4}$
$^{233}\text{U}(n, \gamma)$	13	0,44	0,26	$7,7 \cdot 10^{-2}$	$2,6 \cdot 10^{-2}$	$9,8 \cdot 10^{-4}$	$1,1 \cdot 10^{-3}$	$5,8 \cdot 10^{-4}$

трации изменяются весьма значительно. При энергии около 1 МэВ предельная концентрация составляет около 7—10% как для уранового, так и для ториевого бланкета, а в тепловой области ≤ 1 эВ она опускается до 1% и даже менее этого значения. Расчёты показывают, что в рассмотренных компоновках предельные концентрации нарабатываемого изотопа ^{239}Pu находятся примерно в таких же пределах: от 6—7% для вариантов со свинцовым, натрий-калиевым или газовым теплоносителем до менее чем 1% в бланкете с

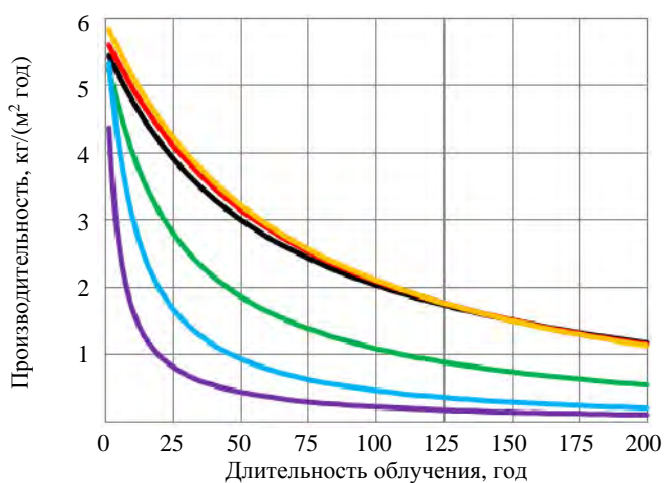


Рис. 3. Производительность бланкета по изотопу ^{239}Pu при длительном облучении для вариантов с металлическим урановым сырьём: — газ; — натрий—калий; — свинец; — тяжёлая вода; — пар—вода; — вода

водяным теплоносителем. Для наработки ^{233}U значения близки к указанным. Отсюда следует, что для достижения большей производительности бланкета, особенно при длительных облучениях, следует сохранять высокую энергию нейтронов в рабочей зоне, т.е. не допускать существенного смягчения нейтронного спектра.

На рис. 2 видно, что максимальная скорость производства целевого изотопа (рождение минус деление и захваты) реализуется на начальном этапе облучения. Далее количество делений целевого изотопа, будучи пропорциональным его количеству, возрастает, поэтому скорость наработки снижается, что наглядно показано на рис. 3, представляющем характерную зависимость производительности бланкета от длительности облучения.

На рис. 2 хорошо видна разница между характером наработки в жёстком спектре (при использовании свинцового, натрий-калиевого (Na—K) или газового теплоносителя) и в смягчённом спектре (при использовании в качестве теплоносителя тяжёлой воды, пароводяной смеси (ПВс) или воды). График наработки в смягчённом спектре обладает тем же характером, что и график для бланкета с жёстким спектром, но максимум существенно ниже, и достигается он гораздо раньше. Причины этого объяснены ранее. На рис. 3 видно, что в бланкете со смягчённым спектром производительность не только заметно уступает по величине производительности в бланкете с жёстким спектром, но и более резко снижается в первые годы облучения. Из этого следует, что длительность кампании не должна быть слишком большой, особенно это критично для вариантов бланкета со смягчённым спектром. В данной работе величина длительности кампании была выбрана равной одному эффективному году, что позволяет сравнить величины производительности разных вариантов бланкета без влияния описанного эффекта снижения производительности по кампании. Бланкет с жёстким спектром может облучаться и большее время без существенной потери производительности. На дальнейших этапах разработки бланкета длительность кампании будет уточняться с учётом всех, в том числе технологических и эксплуатационных, аспектов.

ПОЛУЧЕННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ И ИХ АНАЛИЗ

Проведены расчёты производительности бланкета при разной толщине рабочей зоны (зоны размещения твэлов с сырьевым материалом). Они показали, что оптимальная толщина рабочей зоны составляет около 50 см. При дальнейшем увеличении толщины рабочей зоны производительность возрастает незначительно. В частности, для бланкета с урановым сырьём в металлической композиции с использованием газового теплоносителя производительность бланкета при переходе от рабочей зоны толщиной 20 см к рабочей зоне толщиной 50 см возрастает в 1,5 раза, а при переходе от 50 к 100 см всего на 5%. При использовании других теплоносителей рост производительности оказывается ещё меньше. Поэтому толщина рабочей зоны была выбрана равной 50 см.

Для вариантов бланкета с разными сырьевыми материалами, в виде тех или иных композиций, с использованием разных теплоносителей был проведён расчёт кампании длительностью один эффективный год и определена величина производительности. Результаты проведённых расчётов представлены в табл. 3. Лучшие показатели производительности составляют около 6 кг/(м²·год), такие величины получены для вариантов бланкета с металлическим ураном. Для тория наибольшая производительность оценивается около 3,5 кг/(м²·год). В расчёте на единицу нейтронной нагрузки, приходящейся на первую стенку перед топливной частью бланкета, производительность лучших из рассмотренных вариантов с ураном оказывается около 15 кг/(МВт·год), вариантов с торием — 9 кг/(МВт·год).

Т а б л и ц а 3. Показатели эффективности для вариантов бланкета с разными сырьевыми материалами в виде разных композиций с различными теплоносителями

Тип топлива; теплоноситель	Количество нарабатываемого изотопа за эффективный год работы, кг/(м ² ·год)	Наработка целевого изотопа в отношении к сырьевому за эффективный год работы, г/(кг·год)	Линейная тепловая нагрузка на твэл первого ряда в конце кампании, Вт/см
1	2	3	4
U; Pb	5,5	1,13	92
U; Na—K	5,7	1,16	95
U; CO ₂	5,9	1,21	96
U; D ₂ O	5,3	1,09	99
U; ПВс	5,4	1,11	121
U; вода	4,4	0,91	179
UO ₂ ; Pb	3,9	1,57	49
UO ₂ ; Na—K	3,7	1,51	49
UO ₂ ; CO ₂	3,9	1,57	51
UO ₂ ; D ₂ O	3,5	1,42	59
UO ₂ ; ПВс	3,3	1,35	72
UO ₂ ; вода	2,6	1,05	91
UN; Pb	4,3	1,24	65
UN; Na—K	4,3	1,23	66
UN; CO ₂	4,4	1,28	67
UN; D ₂ O	4,0	1,17	75
UN; ПВс	3,9	1,11	89
UN; вода	2,9	0,83	107
Th; Pb	3,4	1,11	20

Продолжение табл. 3

1	2	3	4
Th; Na—K	3,1	1,04	20
Th; CO ₂	3,3	1,08	20
Th; D ₂ O	3,1	1,04	23
Th; ПВс	3,0	0,99	25
Th; вода	2,5	0,85	30
ThO ₂ ; Pb	2,9	1,30	18
ThO ₂ ; Na—K	2,6	1,17	17
ThO ₂ ; CO ₂	2,8	1,22	17
ThO ₂ ; D ₂ O	2,5	1,12	23
ThO ₂ ; ПВс	2,3	1,05	23
ThO ₂ ; вода	2,0	0,89	25
ThN; Pb	3,1	1,36	19
ThN; Na—K	2,8	1,26	19
ThN; CO ₂	2,9	1,30	19
ThN; D ₂ O	2,7	1,21	24
ThN; ПВс	2,5	1,12	25
ThN; вода	2,0	0,91	26

Урановые варианты blankets во всех случаях превосходят ториевые по производительности. Для наиболее эффективных вариантов с металлическим сырьём и газовым, свинцовым или тяжеловодным теплоносителем производительность уранового blankets выше производительности ториевого примерно в 1,6—1,8 раза. Причина превосходства уранового blankets над ториевым по величине производительности заключается в том, что, несмотря на преимущество сечения захвата нейтрона на ²³²Th по сравнению с сечением захвата на ²³⁸U (см. табл. 2), торий кардинально уступает урану в размножающем качестве. В ГТР размножение нейтронов, т.е. перевод нейтронов, поступающих из плазмы и обладающих энергией 14,1 МэВ, в большее количество нейтронов с меньшей энергией является важнейшим процессом, позволяющим обеспечить большее количество нейтронных реакций, в том числе целевого назначения, которой в данном случае является реакция захвата на сырьевом изотопе. Размножающими реакциями являются реакции типа (*n, xn*) и деление, причём реакции (*n, xn*) приводят к добавлению в нейтронный баланс одного, реже двух нейтронов, тогда как реакция деления, особенно инициированная нейтроном с энергией более 10 МэВ, приводит к добавлению в баланс двух—трёх, а иногда и более нейтронов, и поэтому является более эффективной. В урановом blankets деление ²³⁸U существенно улучшает нейтронный баланс вместе с реакциями (*n, xn*). В ториевом blankets размножение осуществляется в основном за счёт реакций (*n, xn*), поскольку сечение деления ²³²Th весьма незначительно, в частности, оно в 3—4 раза уступает сечению деления ²³⁸U. В табл. 4 собраны показатели, демонстрирующие нейтронный баланс, для вариантов blankets с металлическим урановым и ториевым сырьём. Из табл. 4 видно, что эффективный коэффициент размножения как в случае урана, так и в случае тория оказывается весьма низким, поэтому во всех случаях рассматриваемая система оказывается подкритической. Количество реакций (*n, xn*) в ториевом blankets превышает количество аналогичных реакций в урановом blankets, но весьма незначительно, а по количеству делений урановый blankets в несколько раз превосходит ториевый. Таким образом, в урановом blankets образуется существенно больше дополнительных нейтронов, часть из которых захватывается сырьевым изотопом, приводя к преимуществу уранового blankets над ториевым в производительности целевого изотопа.

Т а б л и ц а 4. Нейтронно-физические характеристики blankets с металлическим ураном и торием в начальный момент/на конец кампании длительностью один эффективный год в расчёте на один нейтрон, падающий на первую стенку

Теплоноситель	<i>K_{эф}</i>	Количество делений	Количество захватов на сырьевом изотопе	Количество реакций (<i>n, xn</i>)
Металлический уран				
Свинец	0,312/0,339	0,546/0,606	2,50/2,58	0,552/0,55
Na—K	0,328/0,355	0,637/0,696	2,56/2,64	0,466/0,466
Диоксид углерода	0,333/0,360	0,667/0,730	2,67/2,75	0,481/0,482
Тяжёлая вода	0,297/0,333	0,564/0,638	2,45/2,54	0,460/0,461
ПВс	0,378/0,44	0,766/0,929	2,61/2,80	0,464/0,466
Вода	0,470/0,574	0,939/1,328	2,37/2,76	0,422/0,427
Металлический торий				
Свинец	0,052/0,083	0,087/0,12	1,57/1,60	0,675/0,675
Na—K	0,057/0,084	0,106/0,132	1,46/1,48	0,593/0,593
Диоксид углерода	0,059/0,086	0,111/0,140	1,52/1,54	0,619/0,619
Тяжёлая вода	0,044/0,103	0,090/0,144	1,49/1,54	0,568/0,568
ПВс	0,052/0,133	0,102/0,181	1,44/1,50	0,586/0,586
Вода	0,041/0,153	0,085/0,181	1,24/1,31	0,512/0,512

Использование вместо плотного металлического топлива оксидных или нитридных топливных композиций приводит к снижению эффективности blankets по причине смягчения спектра, вызванного наличием кислорода или азота, ухудшения нейтронного баланса из-за захвата на азоте, ухудшения нейтронного баланса из-за увеличенной пропорции конструкционных материалов в расчёте на одно ядро актиноида, большей прозрачности рабочей зоны и увеличения утечки. В результате количество захватов на сырьевом изотопе снижается.

Анализируя влияние различных теплоносителей, следует отметить, что свинец, натрий-калиевая эвтектика и диоксид углерода формируют жёсткий спектр нейтронов, остальные теплоносители формируют нейтронный спектр, в котором более значительно выражена доля нейтронов с энергиями эпитепловой и тепловой области. Такая доля оказывается всё более значительной при использовании тяжёлой воды, ПВс, воды соответственно. Смягчение спектра незначительно изменяет количество делений (в случае уранового blankets количество делений даже возрастает из-за наличия примеси ^{235}U), но приводит к тому, что увеличивается доля нейтронов, поглощаемых конструкционными материалами. В случае применения воды или ПВс значительным является поглощение на ядрах теплоносителя. Поэтому нейтронный баланс ухудшается и количество захватов на сырьевом изотопе снижается. Дополнительно (и очень существенно) снижает производительность увеличивающееся количество делений наработанного целевого изотопа при смягчении спектра в рабочей зоне. Однако в случае использования тяжёлой воды спектр меняется не очень существенно вследствие слабого взаимодействия нейтронов с дейтерием и производительность blankets уменьшается не столь значительно, как в случае применения обычной воды.

Линейная тепловая нагрузка на ТВЭЛ, указанная в табл. 3, в большинстве вариантов оказывается ниже 100 Вт/см и свидетельствует об относительно низкой энергонапряжённости. Варианты с пароводяным теплоносителем и особенно водяным теплоносителем обладают более высокой энергонапряжённостью в первых рядах рабочей зоны, что является ещё одним проблемным моментом применения данных теплоносителей. В ториевом blankets энерговыделение в несколько раз ниже, чем в урановом, и не превышает 30 Вт/см, что объясняется существенно более низким количеством делений и является особенностью ториевого blankets, как и меньшее количество, чем в урановом blankets, продуктов деления, образующихся в течение кампании. Эти черты ториевого blankets являются следствием меньшего количества делений в ториевом blankets, что, как уже отмечалось, приводит к меньшей производительности ториевого blankets по сравнению с урановым.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведён расчётный анализ blankets гибридного термоядерного реактора, предназначенного для наработки ядерного топлива. Рассмотрена конструктивная схема размещения сырьевого материала в цилиндрических ТВЭЛх, с теплоносителем, прокачиваемым между ними. Рассмотрены варианты blankets с урановым и ториевым сырьём в металлическом виде, в виде оксида и нитрида, с применением разных теплоносителей. Оценена производительность каждого варианта для облучения в течение одного эффективного года. Лучшие показатели производительности ^{239}Pu получены для вариантов конструкции с металлическим ураном и составляют около 6 кг/(м²·год) при нейтронной нагрузке на первую стенку 0,4 МВт/м² или 15 кг/(МВт·год) в расчёте на нейтронную нагрузку, приходящуюся на первую стенку перед топливной частью blankets. Лучшие показатели производительности ^{233}U получены для вариантов конструкции с металлическим торием и составляют около 3,5 кг/(м²·год) при нейтронной нагрузке на первую стенку 0,4 МВт/м² или 9 кг/(МВт·год). Наиболее перспективным из рассмотренных теплоносителей представляется газовый теплоноситель, не приводящий к сложностям его прокачки в сильных магнитных полях и не требующий слишком высокого давления по причине низкой энергонапряжённости данной конструкции. Тем не менее использование тяжёлой воды также выглядит перспективным, поскольку конструкция blankets с тяжёлой водой уступает варианту blankets с газовым теплоносителем примерно на 10%, а преимущества в теплофизических свойствах тяжёлой воды по сравнению с газом могут иметь важное значение при дальнейшем проектировании.

Бланкет с торием в наиболее перспективных компоновках уступает по производительности бланкету с ураном примерно в 1,6—1,8 раза. Ториевый бланкет обладает своими особенностями: низким энерговыделением, менее интенсивным накоплением продуктов деления и уступающей урановому бланкету производительностью, которые являются следствиями одной причины — меньшего количества делений тория по сравнению с ураном в аналогичных условиях облучения нейтронами из плазмы.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Орлов В.В., Пономарёв Л.И. Ядерные проблемы термоядерной энергетики. — Атомная энергия, 2018, т. 124, вып. 2, с. 105—113.
2. Кутеев Б.В., Хрипунов В.И. Современный взгляд на гибридный термоядерный реактор. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2009, т. 32, вып. 1, с. 3.
3. Азизов Э.А., Гладуш Г.Г., Минеев А.Б. УТС с магнитным удержанием и разработка гибридного реактора синтез-деление на основе токамака. — М.: Тривант, 2016. 320 с.
4. Шмелев А.Н., Куликов Г.Г., Курнаев В.А., Салахутдинов Г.Х., Куликов Е.Г., Апсэ В.А. Гибридный реактор синтеза-деления с ториевым бланкетом. О его потенциале в топливном цикле ядерных реакторов. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2014, т. 37, вып. 2, с. 3—16.
5. Kulikov G.G., Shmelev A.N., Kruglikov A.E., Apse V.A., Kulikov E.G. Fusion neutron source as an effective producer of non-traditional nuclear fuel. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2021, т. 44, вып. 2, с. 124—132.
6. Bedenko S.V., Arzhannikov A.V., Lutsik I.O., Prikhodko V.V., Shmakov V.M., Modestov D.G., Karengin A.G., Shamanin I.V. Maintaining the close-to-critical state of thorium fuel core of hybrid reactor operated under control by D—T-fusion neutron flux. — Nuclear Engineering and Technology, 2021, vol. 53, p. 1736—1746.
7. Бландинский В.Ю., Давиденко В.Д., Зинченко А.С., Моряков А.В., Родионова Е.В., Чукбар Б.К., Цибульский В.Ф. Энергетические перспективы термоядерного синтеза. — Атомная энергия, 2020, т. 128, вып. 1, с. 37—40.
8. Азизов Э.А., Гладуш Г.Г., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б. Гибридные системы на основе токамака для наработки топлива и утилизации отработавшего ядерного топлива. — Атомная энергия, 2011, т. 110, вып. 2, с. 84—88.
9. Валихов Е.П., Гольцев А.О., Давиденко В.Д., Ельшин А.В., Ковалишин А.А., Родионова Е.В., Цибульский В.Ф. Приемлемость замыкания топливного цикла ядерной энергетики. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2021, т. 44, вып. 1, с. 6.
10. Гладуш Г.Г., Мирнов С.В., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б. Нейтронно-физические расчёты повышения производительности литий-уранового бланкета реактора-токамака. — Атомная энергия, 2021, т. 130, вып. 6, с. 303—306.
11. Гладуш Г.Г., Мирнов С.В., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б. Нейтронно-физические оценки эффективности литий-уранового и литий-ториевого бланкетов термоядерной установки. — Атомная энергия, 2022, т. 132, вып. 5, с. 303—306.



Андрей Юрьевич Лешуков, заместитель начальника отдела — начальник группы перспективных разработок; АО «НИКИЭТ» им. Н.А. Доллежала, 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия
leshu@nikiet.ru



Александр Викторович Лопаткин, научный руководитель инновационных проектов, д. техн. н.; АО «НИКИЭТ» им. Н.А. Доллежала, 107140 Москва, ул. Малая Красносельская 2/8, Россия



Иван Борисович Лукасевич, ведущий научный сотрудник, к.ф.-м.н.; АО «НИКИЭТ» им. Н.А. Доллежала, 107140 Москва, ул. Малая Красносельская 2/8, Россия



Алексей Владимирович Размеров, ведущий специалист; АО «НИКИЭТ» им. Н.А. Доллежала, 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия
razmerov@nikiet.ru



Юрий Сергеевич Стребков, советник заместителя генерального директора по ядерной технологии термоядерных реакторов; АО «НИКИЭТ» им. Н.А. Доллежала, 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия
styri@nikiet.ru



Андрей Геннадьевич Сысоев, инженер-конструктор 1-й категории; АО «НИКИЭТ» им. Н.А. Доллежала, 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия

Статья поступила в редакцию 10 декабря 2022 г.

После доработки 5 декабря 2022 г.

Принята к публикации 11 января 2023 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2023, т. 46, вып. 1, с.41—48.

УДК 621.039.63

ОЦЕНКА УРОВНЯ ГОТОВНОСТИ ТЕХНОЛОГИЙ ТРИТИЕВОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ДЛЯ РЕАКТОРА ДЕМО-ТИН. ЧАСТЬ 3

Б.В. Иванов, С.С. Ананьев, Н.П. Бобырь

НИИ «Курчатовский институт», Москва, Россия

Тритиевый топливный цикл (ТЦ) является одной из основных систем термоядерной установки. В настоящее время в России и мире ведутся активные работы по совершенствованию технологий ТЦ с целью повышения его эффективности и безопасности. Другим направлением работ является демонстрация и отработка технологий для масштабных систем будущих термоядерных установок, для которых характерны большие потоки топлива и значительные количества трития в системах. Для планирования работ по проектированию и созданию термоядерных установок необходим анализ существующих технологий и их готовности для использования в ТЦ. В работе продолжен анализ готовности в России технологий ТЦ установки ДЕМО-ТИН, начатый авторами ранее. Для анализа использована методика Technology Readiness Level (TRL), согласно которой технологии в целевой области применения соответствуют различным уровням готовности от TRL 1 (продемонстрированы базовые принципы технологии) до TRL 9 (технология проверена успешной работой в целевой области применения). В статье проанализированы технологии откачки токамака, обеспечения тритиевой безопасности, создание материалов для работы с тритием. Показано, что в России вакуумные технологии развиты слабо (TRL 2) и критически зависят от использования импортного оборудования. Методы анализа трития и его соединений, в том числе технически сложные, активно применяют в России на различных предприятиях, однако серийное производство необходимого оборудования существует для небольшого перечня относительно простых методов, остальные методы представлены только опытными образцами (зачастую единичными), и применение многих аналитических методов критически зависит от поставок зарубежного высокотехнологического оборудования. Технологии создания многоуровневой защиты и улавливания и переработки тритиевых отходов развиты в значительной степени (TRL 6 и TRL 5), применяются в тритиевых лабораториях и производствах и в целом соответствуют мировому уровню. Уровень готовности материалов для работы с тритием (TRL 7) позволяет использовать существующие технологии для производства оборудования, компонентов и трубопроводов для систем ТЦ, находящихся за пределами вакуумной камеры реактора, при этом работающих при повышенной температуре. В случае внутрикамерных элементов, эксплуатирующихся в условиях жёсткого нейтронного облучения, конструкционные и функциональные материалы должны быть соответствующим образом испытаны (TRL 2-3). Уровень готовности перечисленных технологий недостаточен для применения в ТЦ установки ДЕМО-ТИН. Необходимо повышать уровень готовности технологий в рамках программ развития и разработок, создавать специализированные стенды для отработки и демонстрации технологий, создавать экспериментальные термоядерные установки для апробирования и интеграции технологий.

Ключевые слова: топливный цикл, тритий, TRL, ДЕМО-ТИН, термоядерный реактор, тритиевые технологии в России, тритиевая безопасность, откачка токамака, материалы для трития, аналитические методики.

TRITIUM CYCLE TECHNOLOGY READINESS LEVEL ANALYSIS FOR THE DEMO-FNS REACTOR. PART 3

B.V. Ivanov, S.S. Ananyev, N.P. Bobyr

NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

The tritium fuel cycle (FC) is one of the main systems of a fusion plant. Currently, active work is underway in Russia and the world to improve fuel cycle technologies in order to increase its efficiency and safety. Another line of work is the demonstration and development of technologies for large-scale systems of future fusion facilities, which are characterized by large fuel flows and significant amounts of tritium in the systems. To plan work on the design and creation of the fusion facilities, it is necessary to analyze existing technologies and their readiness for use in the FC. The paper continues the analysis of the readiness of the FC technologies of DEMO-FNS, which was started by the authors earlier. For the analysis, the Technology Readiness Level (TRL) methodology was used, according to which technologies in the target application area correspond to different levels of readiness from TRL 1 (the basic principles of the technology are demonstrated) to TRL 9 (the technology is verified by successful work in the target application area). The article analyzes the technologies for pumping out a tokamak, tritium safety and creating materials for tritium handling. It is shown that in Russia vacuum technologies are poorly developed (TRL 2) and critically depend on the use of imported equipment. Methods for the analysis of tritium and its compounds, including technically complex ones, are actively used in Russia at various enterprises, however, serial production of the necessary equipment exists for a small list of relatively simple methods, the rest of the methods are represented only by prototypes (often single ones) and the application of many analytical methods is critically dependent on the supply of foreign high-tech equipment. The technologies for creating multi-level safety and for capturing and processing tritium waste are developed to a large extent (TRL 6 and TRL 5), are used in tritium laboratories and production facilities, and generally correspond to the world level. The level of readiness of materials for tritium handling (TRL 7) allows the use of existing technologies for the production of equipment, components and pipelines for FC systems located outside the vacuum chamber of the reactor, while operating at elevated temperatures. In the case of in-vessel elements operating under conditions of fast neutron irradiation, the structural and functional materials shall be suitably tested (TRL 2-3). The readiness level of the technology listed above is insufficient for the use in the FC of the DEMO-FNS facility. It is necessary to in-

crease the level of readiness of technologies within the framework of science and development programs, create specialized equipment for testing and demonstrating technologies, and create experimental fusion facilities for testing and integrating technologies.

Key words: fuel cycle, tritium, TRL, DEMO-FNS, fusion reactor, tritium technologies in Russia, tritium safety, tokamak pumping, materials for tritium, analytical methods.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-46-1-49-63

ВВЕДЕНИЕ

Настоящая работа является завершающей частью анализа готовности в России технологий тритиевого топливного цикла (ТЦ) термоядерных установок, начатого в статьях [1, 2]. В первой части авторами были рассмотрены технологии мембранного разделения водородсодержащих газовых смесей, криогенной ректификации водорода, хроматографического разделения изотопов водорода (ИВ), криоадсорбционного разделения, детритизации газов в скруббере и процесс СЕСЕ (Combined Electrolysis and Catalytic Exchange). Во второй части были рассмотрены технологии сорбционного хранения ИВ, производства материалов для воспроизводства трития, извлечения трития из бланкета, инъекции нейтральных частиц, пеллет инъекции, газовой инъекции.

Было показано, что в России имеется значительный задел в сфере применения трития, тритиевых и смежных технологий, уровень готовности технологий в России сопоставим или находится ниже мирового. Для применения в ТЦ ДЕМО-ТИН указанных технологий необходимы их отработка и совершенствование. Оработка технологий возможна в рамках специализированных лабораторий и стендовой базы, масштаб и условия эксплуатации в которых должны соответствовать ожидаемым условиям для ДЕМО-ТИН. Также необходимы интеграция технологий и проверка их совместной работы в режимах, соответствующих режимам работы токамака. К таким лабораториям авторы отнесли интегрированную модель замкнутого топливного цикла, работающую с несколькими десятками граммов трития, термоядерную установку малой мощности с топливным циклом, работающую в квазистационарном режиме, стенд для нейтронного облучения бридерных материалов и последующего извлечения трития, работающий в непрерывном режиме.

В заключительной части анализа рассмотрены следующие технологии и системы топливного цикла: откачка вакуумной камеры токамака, создание многоуровневой тритиевой защиты, анализ трития и его соединений, улавливание и переработка тритиевых отходов, создание конструкционных и иных материалов для работы с тритием.

Структура топливного цикла ДЕМО-ТИН и методика определения уровня готовности технологий TRL подробно описаны в работах [1, 2].

ОЦЕНКА УРОВНЯ ГОТОВНОСТИ ТЕХНОЛОГИЙ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ДЕМО-ТИН

Откачка вакуумной камеры токамака. Система откачки вакуумной камеры необходима для поддержания требуемого уровня вакуума в токамаке в различных режимах работы, отвода продуктов ядерных реакций и удаления примесей плазмы. Система откачки должна обеспечивать работу токамака в следующих режимах: предварительная откачка камеры токамака, дегазация камеры (высоковакуумная откачка при прогреве камеры), откачка с достижением предельного давления, рабочий режим откачки и другие. Для ДЕМО-ТИН характерны следующие потоки веществ: от 50 до 85 м³·Па/с изотопов водорода и около 1 м³·Па/с примесных газов, поступающих в систему откачки в рабочем режиме установки.

В настоящее время для установок масштаба ДЕМО [3] для достижения первичного глубокого вакуума рассматривается использование криогенных насосов, турбомолекулярных насосов, насосов, основанных на эффекте водородной сверхпроницаемости металлов подгруппы ванадия, и ртутных диффузионных насосов. Для форвакуумной откачки возможно использование криогенных форвакуумных насосов, поршневых или роторных объёмных насосов, жидкостно-кольцевого насоса с ртутью в качестве рабочей жидкости.

В России высоковакуумное оборудование серийно производят в ООО «Владимирский центр механической обработки» (турбомолекулярные насосы производительностью до 1500 л/с) [4], АО «Вакуум-маш» (масляные диффузионные насосы высокой производительности) [5], НТК «Криогенная техника»

(криогенные насосы) [6]. Вакуумное оборудование также производят мелкими сериями преимущественно на основе импортных комплектующих. Такие насосы могут быть созданы для широкой сферы применения (турбомолекулярный насос ТМН-АКТАН-250 производства АО «Актан Вакуум» [7]) или решения специальных наукоёмких задач (криосорбционные насосы большой производительности производства ИЯФ СО РАН [8]). Оборудование для форвакуумной откачки в России представлено шире, однако уступает зарубежным аналогам по техническим и эксплуатационным характеристикам (например, производства АО «Вакууммаш» [9]).

Состояние производства вакуумного оборудования в России находит отражение в системах откачки создаваемых и эксплуатируемых термоядерных установках. Примерами могут служить системы откачки установок Т-15МД [10], TRT [11] и ДЕМО-ТИН [12]. Система высоковакуумной откачки токамака Т-15МД включает четыре турбомолекулярных насоса производства компании Varian (США) общей производительностью $\sim 10 \text{ м}^3/\text{с}$ (по водороду), два криогенных насоса производства компании Suzuki Shokan (Япония) производительностью $4 \text{ м}^3/\text{с}$ (по водороду) каждый и четыре винтовых форвакуумных насоса (Hanbell PS80) для предварительной откачки [10]. Расчёт систем откачки для проектов ДЕМО-ТИН [12] и токамака с реакторными технологиями ТРТ (сопоставимого с ДЕМО-ТИН по потоку в систему откачки) [11] показывает, что наиболее подходящим оборудованием является ТМН АTR2300М производства Pfeiffer Vacuum (Германия) или аналоги (с суммарной эффективной скоростью откачки около $30 \text{ м}^3/\text{с}$) в случае работы со стабильными изотопами водорода. Авторы отмечают, что для откачки тритийсодержащих смесей не удалось найти ни одного производителя турбомолекулярных насосов. Также была показана возможность разработки криогенных насосов на основе промышленных образцов (например, производимых АО «Криогенная техника» и др.). При этом без существенной модернизации системы суммарная эффективная скорость откачки увеличится на 15% ($\sim 35 \text{ м}^3/\text{с}$) [11].

Испытания вакуумного оборудования с тритием носят единичный характер. Так, в рамках работ на экспериментальном замкнутом контуре для динамического моделирования вакуумно-тритиевого комплекса термоядерных реакторов был создан и испытан блок высоковакуумной криосорбционной откачки (БКО) [13] в ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ». БКО был предназначен для испытания криогенных насосов и состоял из измерительной камеры, криогенного насоса КН-50М, устройства для дозированной подачи газовых смесей и контрольно-измерительной аппаратуры. КН-50М состоял из цилиндра из нержавеющей стали (диаметр 500 мм, высота 1000 мм), в котором находились две гелиевые ванны (внешняя объёмом 32 л и внутренняя объёмом 11 л) и термозкран (азотная ванна объёмом 39 л). В качестве криосорбента в насосе использовали уголь СКТ-2Б.

Исходя из приведённых примеров, можно заключить, что технологии, необходимые для создания системы откачки токамака ДЕМО-ТИН, развиты в России слабо. Создание высокопроизводительной системы вакуумной откачки токамака без использования импортного оборудования является труднорешаемой задачей. Работы по оптимизации вакуумного оборудования для работы с большим количеством трития в настоящее время не ведутся. Уровень готовности технологии вакуумной откачки оценен нами в TRL 2.

Мировой уровень технологий для систем откачки термоядерных установок составляет TRL 7. Примерами функционирующих систем откачки, работающих с большими количествами трития, являются установка JET [14—16], эксперимент Katrin [17, 18]. Также разрабатываются и испытываются крионасосы для реактора ИТЭР [19, 20].

Необходимо отметить работы по исследованию насосов, основанных на эффекте водородной сверхпроницаемости металлов подгруппы ванадия. Как авторы отмечали ранее [1], в России были проведены работы по исследованию данного эффекта в том числе с тритием [21—23], также подобные работы планируются в Германии. И в целом данная технология наиболее развита в России. Однако для применения технологии для селективной откачки изотопов водорода в ТЦ ДЕМО-ТИН необходимо проводить значительный объём исследований и разработок, например, как предложено в работе [11], установить подобный насос в один из трактов откачки для всестороннего исследования при работе токамака.

Удержание трития и безопасность. Вопросам тритиевой безопасности в России и мире уделяют достаточно много внимания ввиду его высокой токсичности и способности проникать в окружающую среду через физические барьеры [24, 25]. Тритиевая безопасность любого объекта обеспечивается ком-

плексом мер, включающих как технические, так и организационные мероприятия. С точки зрения технологий обеспечения тритиевой безопасности можно выделить следующие:

- создание системы многоуровневой защиты (физических барьеров) для предотвращения распространения трития на основе боксов, вытяжных камер и т.д. [26];
- анализ трития и его соединений различными методами;
- улавливание трития из воздуха и других газов, его переработка.

Создание системы многоуровневой защиты. Одной из мер радиационной безопасности объектов, работающих с тритием, является использование трёх уровней защиты от несанкционированного попадания трития в атмосферу и организм персонала. Первым уровнем является объём аппарата или установки, в котором находится тритий. Вторым — вытяжной шкаф или бокс с контролируемой атмосферой и средствами детектирования утечки трития и минимизации её последствий (например, системы детритизации на основе молекулярных сит [27, 28]). Третьим уровнем защиты обычно служит помещение, в котором размещают оборудование. Требования к техническому оснащению и характеристикам всех уровней защиты подробно описаны в нормативных документах (ОСПОРБ [29] и другие).

В России ряд организаций имеет опыт создания системы радиационной безопасности при проведении сложных технологических процессов с использованием большого количества трития. Примером таких работ может служить комплекс производства нейтронных генераторов в ФГУП «ВНИИА им. Л.Н. Духова» [27] и радиохимическое производство ФГУП «ПО «Маяк» [30].

Отдельно можно отметить работы ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ» по созданию специального оборудования для фундаментальных исследований с большими количествами трития в рамках неспециализированных лабораторий [31]. Так, были созданы комплекс «Тритон» [32] для исследований мюонного катализа ядерных реакций синтеза (общее количество трития до 15 кКи), включающий системы для создания жидкотритиевой мишени, тритиевой мишени высокого давления [33] и криогенную тритиевую мишень [34], система подачи изотопов водорода в ионный источник циклотрона У-400М в Лаборатории ядерных реакций имени Г.Н. Флерова в ОИЯИ (г. Дубна) [35], установка «Патриция» для создания давления трития до 300 МПа в различных экспериментах и другие установки.

На основе этих примеров можно сделать вывод о наличии в России большого опыта по созданию комплексов и систем с многоуровневыми физическими барьерами для работы с тритием. Общее количество трития в ТЦ ДЕМО-ТИН составляет около 1 кг. Обеспечение безопасности производственной площадки со сложными технологическими процессами, включая криогенную ректификацию, пеллет-инъекцию и другие, представляется авторам осуществимым на текущем уровне развития в России. При этом уровень готовности технологий создания многоуровневой защиты оценен нами в TRL 6. Уровень может быть повышен при вводе в эксплуатацию термоядерных установок, работающих со значимыми количествами трития.

Характерным примером площадок для работ с большими количествами трития в мире может служить Тритиевая лаборатория Карлсруэ (лицензированная для работы с 40 г трития) [36], в которой обеспечивается безопасная работа нескольких крупных исследовательских установок. Системы многоуровневой защиты на токамаках JET [37, 38] и TFTR [39] продемонстрировали возможность обеспечения тритиевой безопасности в сложных технологических операциях, присущих топливному циклу токамака, в том числе при воздействии других факторов (например, нейтронного облучения). Уровень готовности технологии для создания систем многоуровневой защиты по тритию в мире соответствует TRL 7.

Измерение концентрации трития и его соединений в газах, жидкостях и твёрдом теле. Для измерения концентрации трития и его соединений в газах, жидкостях и твёрдом теле используют как специальные методы, основанные на его радиоактивности, так и методы на основе общих физико-химических принципов (масс-спектрометрия, хроматография, инфракрасная спектрометрия и другие). В ТЦ реактора ДЕМО-ТИН тритий находится в различных агрегатных состояниях и химических формах, в широком диапазоне концентраций. Это делает необходимым использование комбинации нескольких методов для надёжной работы и точного анализа. Подробно принципы анализа трития, используемые механизмы и оборудование описаны в обзоре [40].

Наиболее широко используемым прибором для детектирования газообразного трития в технологических процессах являются ионизационные камеры (ИК) различной конструкции, например, в оборудовании, описанном в работе [31]. В России серийным производством ИК для трития и приборов радиационного контроля на их основе занимается ООО НПП «Доза» [41], мелкосерийное производство специа-

лизированных ИК может быть выполнено некоторыми предприятиями Госкорпорации «Росатом» (ПО «Маяк», РФЯЦ — ВНИИЭФ [31]).

Для контроля состояния радиационной обстановки по тритию в помещениях и выбросов радиационно опасных объектов (прежде всего АЭС) ПО «Маяк» разработана автоматизированная установка пробоотбора трития и углерода-14 (УОТ-2) [42, 43]. Произведено и поставлено на различные АЭС в России не менее 43 таких установок [43]. Работа установок УОТ-2 должна быть совмещена со сцинтилляционным методом анализа образующихся жидких проб трития.

В России серийно производят измерительные приборы общепромышленного назначения, такие как манометры, вакуумметры, термометры, датчики и т.д. Данные приборы необходимы для контроля технологических процессов с тритием и определения его количества волуметрическим (объёмным) методом.

Другие методы анализа трития и его соединений представлены опытными разработками, среди которых можно выделить масс-спектрометр МИ-40 ТРИТИУМ, предназначенный для разрешения мультиплетов водорода на 2—9 массовых числах [44], созданный на основе новаторской ионно-оптической системы [45—47], пробоотборник тритийсодержащих газов из атмосферы на основе фазового изотопного обмена воды, имеющий высокую точность при низких концентрациях трития и позволяющий оценить динамику изменения концентрации трития (в отличие от метода барботирования, который показывает только интегральное содержание трития в пробе) [48], анализатор состава газообразных смесей ИВ на основе спектроскопии комбинационного рассеяния (рамановская спектроскопия) [49—51].

На основе российского и зарубежного оборудования в России создают системы контроля и анализа трития и его соединений. Примерами таких систем может служить система анализа тяжёлой воды на реакторе ПИК [52] и система автоматической очистки атмосферы перчаточных боксов на тритиевых установках [28].

Ввиду существования широкого диапазона методов и аппаратурного исполнения, необходимого для измерения концентрации трития и его соединений в газах, жидкостях и твёрдом теле в топливном цикле ДЕМО-ТИН, их однозначная оценка затруднена. Большинство методов измерения концентрации трития освоены в России, используются на различных предприятиях и в технологических процессах. Эти методы включают радиометрию, сцинтилляционные измерения, масс-спектрометрию, различные виды спектроскопии, хроматографию и другие. Однако применение этих методов частично, а иногда и полностью зависит от импорта иностранного оборудования и программного обеспечения (ПО). Собственные разработки представлены единичными экземплярами и не позволяют создать полную систему измерения концентрации трития и его соединений в газах, жидкостях и твёрдом теле для реактора ДЕМО-ТИН. Принимая во внимание уникальность установки ДЕМО-ТИН, можно ожидать удовлетворения потребности в методах измерения концентрации трития за счёт небольших поставок импортного оборудования и комплектующих. Уровень готовности технологий для измерения концентрации (анализа) трития и его соединений в газах, жидкостях и твёрдом теле в России находится в широком диапазоне TRL 2-7.

Методы для измерения концентрации трития и его соединений в газах, жидкостях и твёрдом теле применяют во множестве лабораторий по всему миру. В качестве примера можно привести систему учёта и контроля трития и его соединений в технологических процессах установки JET [53], в которой были применены методы калориметрии [54], аналитической газовой хроматографии [55], масс-спектрометрии и радиометрии. Другими примерами являются аналитические методы регистрации трития и его соединений, применяемые в Тритиевой лаборатории Карлсруэ [56—58] (радиометрия, калориметрия, хроматография, жидкостная сцинтилляция, рамановская спектроскопия и другие), методы визуализации распределения трития на поверхности материалов (радиолюминография) [59, 60] и спектроскопия тормозного излучения трития в материалах (β -ray induced X-ray spectrometry (BIXS)) [61, 62]. На мировом уровне отдельные разработки также представлены единичными экземплярами и не включены в интегрированную систему измерения концентрации трития и его соединений в газах, жидкостях и твёрдом теле. Уровень готовности технологий для анализа трития в мире можно оценить в TRL 5-7.

Улавливание и переработка тритиевых отходов. В систему тритиевой безопасности любого объекта должны быть включены технические средства для переработки неизбежно образующихся тритиевых выбросов и отходов. В общем случае тритий в газообразной форме переводят в жидкое или твёрдое агрегатное состояние и образовавшиеся отходы либо концентрируют для получения кондиционного трития, либо отверждают для последующего захоронения.

Для улавливания трития в газообразной форме применяют молекулярные сита и скрубберы на основе фазового изотопного обмена (ФИО) воды, сравнение методов приведено в работе [63]. Для перевода

трития в окисленную форму используют специальные каталитические конверторы [63]. Более подробно технологии улавливания трития для использования в топливном цикле термоядерных установок было рассмотрено в предыдущей работе авторов [1].

Для переработки образующихся жидких отходов в ТЦ термоядерных установок планируют применять комбинированный метод химического изотопного обмена и электролиза воды — СЕСЕ-процесс (от английского Combined Electrolysis and Catalytic Exchange). Данная технология также была рассмотрена авторами в работе [1]. Оригинальная установка на основе криогенной дистилляции водорода для переработки жидких тритиевых отходов была разработана и запущена в эксплуатацию в JET [15].

Переработка твёрдых тритийсодержащих отходов целесообразна только в случае их высокой активности. В случае ДЕМО-ТИН образование таких отходов возможно только на стадии вывода установки из эксплуатации и будет сопровождаться мероприятиями по дезактивации материалов различными методами для перевода максимально возможного количества трития в газообразную форму с последующим улавливанием системами ТЦ.

При нецелесообразности переработки жидкие тритийсодержащие отходы, а также твёрдые материалы, загрязнённые тритием, кондиционируют (отверждают) и захоранивают. В России работы по обращению с такими отходами курирует ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» (НО РАО), входящее в структуру управления Госкорпорации «Росатом». Работами по кондиционированию и захоронению радиоактивных отходов занимается ФГУП «Радон».

Работы по исследованию способов кондиционирования тритийсодержащих отходов многочисленны. В качестве примера можно привести способ отверждения тритийсодержащих вакуумных масел парафином [64], исследование характеристик матриц портландцемента для кондиционирования низкоактивных тритиевых отходов [65, 66] и другие.

В России имеется опыт обеспечения обращения с газообразными, жидкими и твёрдыми радиоактивными отходами, содержащими тритий в различных формах. Установки, основанные на молекулярных ситах и скруббере с ФИО, применяют в лабораториях и на производственных площадках, работающих с тритием. Накоплено большое количество данных по кондиционированию и захоронению тритийсодержащих отходов. Общий уровень готовности технологий улавливания и переработки трития можно оценить в TRL 5.

Мировой опыт в сфере обращения с тритийсодержащими отходами можно оценить как TRL 7 ввиду многолетней безопасной работы термоядерных установок JET и TFTR, особенно с учётом опыта вывода установки TFTR из эксплуатации [67].

Конструкционные материалы для работы с тритием. Для термоядерных энергетических систем характерны количества трития, одновременно находящиеся в системах ТЦ, около килограмма, что требует беспрецедентных мер по работе с ним для предотвращения его потерь и накопления в термоядерном реакторе [68]. Свойства газообразного водорода, в частности относительно большой коэффициент диффузии в конденсированных средах, не позволяют избежать утечек и, как следствие, проникновения трития в окружающую среду. Основным методом ограничения проникновения трития в окружающую среду является многоуровневая защита с несколькими барьерами безопасности. Важным вопросом является взаимодействие водорода с конструкционными материалами (КМ) технологических систем, покрытий, препятствующих проникновению водорода через материалы, а также с обращёнными к плазме материалами (ОПМ).

Требования радиационной безопасности токамака накладывают жёсткие ограничения на количество трития в вакуумной камере, его накопление в материалах термоядерного реактора/гибридной реакторной установки (ТЯР/ГРУ) и на его утечки по различным каналам. При этом большие потоки нейтронов в термоядерных установках влияют на параметры взаимодействия термоядерной плазмы и изотопов водорода с материалами вследствие существенного изменения структуры последних.

Все материалы элементов ТЦ, находящиеся в контакте с тритием, по интенсивности нейтронного облучения можно разделить на несколько категорий:

- материалы оборудования ТЦ, находящиеся за пределами вакуумной камеры;
- материалы оборудования для инъекции топлива в вакуумную камеру;
- внутрикамерные материалы;
- материалы систем откачки из вакуумной камеры.

Данная схема деления совместно с ключевыми факторами воздействия схематично показана на рисунке.

Основное оборудование ТЦ (ресиверы, разделительные колонны и т.п.) в совокупности с основным объёмом газовых линий располагается за пределами вакуумной камеры токамак-реактора и не подвержено влиянию факторов, связанных с работой ТЯР, в частности нейтронному облучению. Опыт эксплуатации оборудования в водородной промышленности позволяет сделать заключение о возможности переработки водорода до нескольких тонн/сутки. Однако в этом случае задача полного исключения потерь водорода в системах переработки не актуальна. В

случае работы с дейтерием и тритием необходимо минимизировать потери. Наиболее популярными и хорошо зарекомендовавшими себя материалами для оборудования для переработки трития являются коррозионно-стойкая аустенитная сталь типа (08-12)X18H10T и подобные ей и её зарубежные аналоги (AISI 321). Данный тип сталей освоен промышленностью и производится в виде изделий различного сортамента. Коэффициент диффузии изотопов водорода при комнатной температуре в таких сталях оценивается величиной порядка $1 \cdot 10^{-14}$ м²/с [69]. Таким образом, утечками сквозь корпуса оборудования и трубопроводы, находящиеся при температуре до 100 °С, можно пренебречь. Эксперименты по определению коэффициентов диффузии изотопов водорода в лабораторных условиях обычно проводятся при температурах от 300 °С и выше, когда можно надёжно задетектировать проникающий сквозь материал поток за разумное время. Эти данные в совокупности с аппроксимациями и теоретическими оценками можно использовать для расчётов утечек тритийсодержащих газовых смесей через нагретые материалы систем ТЦ.

Система откачки топлива и продуктов реакции из камеры токамака и оборудование для инъекции топлива в камеру будут расположены в непосредственной близости к камере реактора, являясь частью его вакуумной системы. Материалы оборудования будут подвержены слабому нейтронному облучению, и некоторые элементы будут находиться при повышенной температуре. В качестве конструкционных материалов инжекторов нейтральных пучков и систем газонапуска, а также в системе откачки используются коррозионно-стойкая немагнитная сталь (вполне подходит (08-12)X18H10T) и медь (для изготовления энергонапряжённых компонентов инжектора — приёмных панелей ионов и реионизованных атомов). Поскольку флюенс нейтронов в этих местах не превысит $1 \cdot 10^{20}$ нейтронов в год/м², то это не приведёт к существенной наработке дефектов структуры. Но в сочетании с повышенной температурой это может привести к ускоренной диффузии и повышенному захвату изотопов водорода материалами. Исследования совместного влияния этих факторов не проводились. Системы очистки выхлопа токамака могут быть выполнены на основе сверхпроницаемых мембран на основе ванадия. Данные материалы будут эксплуатировать при повышенных температурах и в настоящее время активно изучаются как в РФ, так и за рубежом как на лабораторном уровне [70], так и в виде опытно-промышленных изделий [71]. Однако в составе ТЦ реального токамака они до сих пор не использовались. Экспериментальных данных о влиянии нейтронного облучения на свойства ванадиевых мембран также нет.

Внутрикамерные материалы ТЯР/ГРУ традиционно делят на конструкционные и обращённые к плазме материалы. Первые являются основой установки и должны обеспечить её длительную эксплуатацию. Вторые обеспечивают защиту КМ от плазмы и потоков энергии. Оба класса материалов должны быть немагнитными и малоактивируемыми нейтронами синтеза для эксплуатации в сильном магнитном поле и для увеличения ресурса работы. Все внутрикамерные (вакуумные) компоненты будут находиться в среде молекулярного водорода (преимущественно дейтерия и трития) в процессе работы установки. Атомарный водород будет присутствовать исключительно в области плазмы, ограниченной так называемой первой стенкой. Рабочая температура элементов и плотность нейтронного потока будут спадать по мере удаления от области существования плазмы.

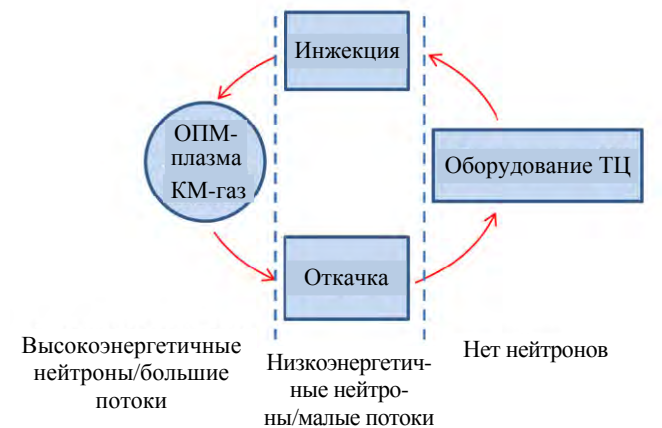


Схема величины нейтронного потока для компонентов ТЦ ТЯР

Материалы первой стенки должны быть условно нейтронно-прозрачными, обладать низким атомным весом и обладать повышенной устойчивостью к тепловым нагрузкам и нейтронному облучению. В качестве таких могут быть применены литий (в жидком виде в капиллярно-пористой структуре), графит, бериллий, вольфрам. При взаимодействии с ИВ на поверхности ОПМ будут происходить одновременно следующие процессы: внедрение, отражение, захват, распыление и переосаждение материалов, образование пыли и захват ИВ в плёнках. В сочетании с высокой температурой ОПМ неизбежны диффузия ИВ в контуры охлаждения, утечки трития из зоны его наработки в бланкете, утечки трития в парогенератор и т.п.

Экспериментально показано, что графит сорбирует большие количества водорода, а также характеризуется высоким коэффициентом распыления/переосаждения, что способствует значительному накоплению трития в вакуумной камере, преимущественно в плёнках [72]. Сходными свойствами обладает бериллий. Бериллий и вольфрам в качестве ОПМ испытаны в работе токамака JET (эксперимент «ITER like wall» [60, 73]). Наблюдалось на порядок меньшее образование пыли, чем в случае графитовой облицовки, при этом исследовано, что вольфрамовая пыль почти не накапливает тритий, а бериллиевая может быть основным источником захвата трития [74]. При этом работа с Ве-пылью может существенно затруднить эксплуатацию стационарной установки ТЯР/ГРУ из-за своей токсичности.

Использование жидкометаллической литиевой защиты первой стенки рассматривается в настоящее время как перспективная технология. Эксперименты в токамаках используют лимиттеры с капиллярно-пористой структурой, пропитанной литием. Изготовление всей первой стенки на основе данной технологии сейчас представляется затруднительным. В случае использования лития на первой стенке установки все материалы должны быть совместимы с парами и/или жидким литием. Создаются эффективные барьерные покрытия, позволяющие обеспечить совместимость с литием при его движении в магнитных полях, однако эти технологии только недавно начали испытывать в экспериментальных токамаках. Жидкометаллическая литиевая защита может устранить многие проблемы в системе «плазма—стенка», но полностью не исключит взаимодействие изотопов водорода с ОПМ и КМ.

Для наиболее энергонапряжённой области ТЯР/ГРУ дивертора ОПМ должен быть тугоплавким и иметь наименьший коэффициент распыления. Вместе с этим ферритно-мартенситная сталь в составе конструкции должна обеспечивать эффективный отвод тепла от обращённой к плазме поверхности к теплоносителю. Применение вольфрама в качестве ОПМ было также продемонстрировано на токамаке JET (эксперимент «ITER like wall» [60, 73]) и планируется для установок ИТЭР и DEMO. Плотность потока энергии на компоненты дивертора составляет до 20 МВт/м², что без существенных изменений конструкции и режимов работы дивертора не позволяет найти достойную альтернативу W. Для установки DEMO рассматриваются композитные материалы на основе W-войлока, пропитанного медью или сталью, но эти работы пока носят сугубо лабораторный характер.

Альтернативной концепцией дивертора является использования жидкометаллических компонентов [75, 76]. Экспериментально данное решение ещё не было продемонстрировано ни на одном токамаке, однако проекты применения этой технологии развиваются в силу очевидных преимуществ перед W-дивертором.

Исследования со всеми типами материалов ведутся как в РФ, так и за рубежом. Достаточно хорошо лабораторно исследовано взаимодействие дейтерия и в существенно меньшей степени трития с отдельными материалами, включая работы по влиянию имитационных дефектов структуры. Влияние нейтронного облучения на захват и проницаемость изотопов водорода изучено в недостаточной степени.

В качестве КМ первой стенки будут использовать материал, обеспечивающий высокую теплопроводность (чаще всего используется медь или бронза), и сталь. В различных вариантах конструкции первой стенки из этих КМ выполняют каналы (трубки) с теплоносителем [77]. Элементы, выполненные из стали, несут конструктивную нагрузку. При несомненных преимуществах данных материалов они довольно плохо совместимы с нейтронными потоками. Материалы имеют большой коэффициент набухания при облучении, что может сопровождаться потерей функциональных свойств. Данная проблема представляет предмет для исследований и разработок по всему миру. С точки зрения взаимодействия с изотопами водорода в условиях нейтронного облучения при температурах эксплуатации эти материалы практически не изучены.

Материалы вакуумной камеры, не обращённые к плазме, будут подвержены высокой нейтронной нагрузке. Повышенная температура эксплуатации и наличие дефектов структуры делают актуальной проблему взаимодействия этих материалов с ИВ. Такая же проблема стоит и для КМ бланкета реактора. Основными требованиями, которые предъявляются к КМ, являются термомеханическая стабильность под воздействием нейтронного облучения, низкая активированность и высокая теплопроводность. В качестве перспективных конструкционных материалов реактора рассматриваются аустенитные, ферритно-

мартенситные (ФМ), дисперсионно упрочнённые (ДУО) стали, а также ванадиевые сплавы с суммарным содержанием добавок Ti, Cr, Ga < 10%.

Аустенитные стали крайне нежелательны для изготовления внутрикамерных компонентов ТЯР/ГРУ, в которых ожидаются высокие потоки нейтронов из-за существенного распухания и длительного спада наведённой активности. Их применение в ИТЭР обосновано низкой ожидаемой дозой повреждения — менее пяти смещений на атом (сна) за весь срок работы установки. Стоит отметить, что недавно в РФ началась разработка специальной аустенитной малоактивируемой стали (11Cr23MnWVTi), получены первые плавки, проводятся исследования [78].

Ферритно-мартенситные стали с быстрым спадом активности, наведённой нейтронным облучением (reduced activation ferritic martensitic steel, RAFMS), разработаны для применения в ядерных, термоядерных (ТЯ) и гибридных энергетических реакторах в ЕС, США, Японии, России, Китае [79—88]. Уже получены, включая промышленное освоение:

— зарубежные ферритно-мартенситные 8—9%-ные хромистые стали типа Fe—(8—9)Cr—W—V—Ta: EUROFER 97, F82H, CLAM, CLF-1, ORNL 9Cr—2WVTa [83, 84, 87, 89, 90]. Основное назначение этих сталей — термоядерные энергетические реакторы;

— российская (АО «ВНИИИМ») ферритно-мартенситная 12%-ная хромистая сталь ЭК-181 (RUSFER-ЕК-181: Fe—12Cr—2W—V—Ta—B) [85, 86] для применения в ядерных, ТЯ и гибридных реакторах.

Все стали в разной степени прошли реакторные исследования, включая испытания в реакторах на быстрых нейтронах, показав ожидаемые результаты по механическим свойствам. Однако исследования по взаимодействию с изотопами водорода проводились отдельными научными группами в лабораториях на необлучённых образцах. Существенным минусом данных сталей является их магнитность. Их применимость в сильных магнитных полях не изучена в достаточной мере.

Сплавы ванадия [91] отличаются жаропрочностными характеристиками и способностью к быстрому спаду наведённой активности. В сочетании с немагнитностью, однофазным составом, радиационной стойкостью и малым распуханием такие сплавы способны обеспечить длительную эксплуатацию реактора, однако они обладают высокой сорбционной способностью по отношению к водороду. Данные исследования проводились отдельными группами в лабораторных условиях, в том числе с применением трития. В качестве основного КМ они могут быть использованы для элементов, находящихся при низком давлении водорода, или при использовании барьерных покрытий. Их применение также целесообразно в элементах, где будет присутствовать жидкий литий, ввиду их высокой коррозионной стойкости в этой среде.

В табл. 1 представлены сведения о возможных материалах для характерных элементов ТЯР/ГРУ и степени исследованности их при взаимодействии с изотопами водорода. В данной таблице не отражены краткосрочные тритиевые кампании на установках JET и TFTR. В столбце, показывающем уровень производства, отражён опыт изготовления специфических для ТЯР изделий из конкретных материалов.

Т а б л и ц а 1. Возможные материалы для характерных элементов ТЯР/ГРУ

Материал	Элемент ТЯР/ГРУ	Среда	Производство	Опыт эксплуатации в среде водорода/дейтерия	Опыт эксплуатации в среде трития
Аустенитная сталь типа 12X18H10T и аналоги	Внекамерные системы ТЦ, трубопроводы, вакуумная камера	Газ	Промышленное	Промышленный, токамаки	Промышленный
ФМ стали, ДУО стали	Вакуумная камера, конструкция «первой стенки»	Газ	Опытно-промышленное	Лабораторный	Лабораторный
Ванадиевые сплавы	Вакуумная камера	Газ	Опытно-промышленное	Лабораторный	Лабораторный
Медь/бронза	Лайнер инжектора, конструкция первой стенки	Газ	Промышленное	Лабораторный	Лабораторный
Вольфрам	ОПМ	Плазма	Опытно-промышленное	Лабораторный, токамаки	Лабораторный
Бериллий	ОПМ	Плазма	Опытно-промышленное	Лабораторный, токамаки	Лабораторный
Литий	ОПМ	Плазма	Опытное	Лабораторный, токамаки	Отсутствует

Стоит отметить, что в процессе нейтронного облучения КМ и ОПМ ТЯР/ГРУ могут существенно менять свои свойства из-за радиационного упрочнения, охрупчивания и трансмутации элементов, из которых они состоят. На изучение этих эффектов в первую очередь направлены немногочисленные

нейтронные эксперименты с КМ ТЯР/ГРУ. В результате ядерных реакций в материалах реактора также будут образовываться радиогенные водород и гелий, которые оказывают существенное влияние на их свойства [68]. Влияние реальных нейтронных облучений на взаимодействие с элементами топлива почти не изучено. Частично это связано с отсутствием в настоящее время высокоинтенсивного источника нейтронов с термоядерным спектром. Наиболее системное исследование этих процессов представлено Японо-Американской программой исследований [92]. В РФ такое направление исследований отсутствует полностью.

Как видно из табл. 1, производство и испытания КМ в среде ИВ налажено для большинства кандидатных материалов ТЯР/ГРУ как в России, так и в мире. Для проектируемых термоядерных установок, в том числе ДЕМО-ТИН, характерны количества трития и нейтронные потоки, на порядки величин превышающие характерные для текущих токамаков, а также ядерных энергетических установок. В России и мире проводят исследования для обоснования надёжности и безопасности функциональных и конструкционных материалов ТЯР. Уровень готовности в России материалов ОПМ и КМ внутрикамерных элементов оценен нами TRL 2-3, в мире — TRL 5. Уровень готовности в России КМ для систем ТЦ ДЕМО-ТИН, в том числе для систем, расположенных в непосредственной близости к вакуумной камере реактора, оценен в TRL 7, что соответствует мировому уровню. Можно заключить, что создание ДЕМО-ТИН возможно с использованием существующих материалов, при этом в процессе эксплуатации и накопления необходимой информации материалы будут доработаны для использования в перспективных установках с большими потоками нейтронов с энергией 14 МэВ [93].

Стоит отметить, что необходимо продолжать как поиски новых композиций малоактивируемых КМ, так и экспериментальные исследования в области взаимодействия изотопов водорода с облучёнными КМ и ОПМ.

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ ОЦЕНКИ

В табл. 2 представлены результаты оценки уровня готовности технологий ТЦ ДЕМО-ТИН, обобщённые с проанализированными в статьях [1, 2] технологиями.

Т а б л и ц а 2. Сводная таблица готовности технологий ТЦ реактора ДЕМО-ТИН (настоящий анализ и [1, 2])

Процесс	1	2	3	4	5	6	7	8	9
Мембранное разделение	■	■	■	■	■	■	■		
Хроматографическое разделение ИВ	■	■	■	■	■	■	■		
Криогенное разделение	■	■	■	■	■	■	■	■	
СЕСЕ-процесс	■	■	■	■	■	■	■	■	■
Адсорбция при температуре N2 (жид.)	■	■	■	■	■	■	■		
ФИО в скруббере	■	■	■	■	■	■	■		
Сорбционное хранение трития	■	■	■	■	■	■	■		
Керамические материалы для бланкета	■	■	■	■	■	■	■	■	
Жидкие металлы для бланкета	■	■	■	■	■	■	■	■	
Извлечение трития из бланкета	■	■	■	■	■	■	■		
Инжекция нейтральных частиц	■	■	■	■	■	■	■		
Инжекция пеллет	■	■	■	■	■	■	■		
Газовая инжекция	■	■	■	■	■	■	■		
Откачка токамака	■	■	■	■	■	■	■		
Многоуровневая защита	■	■	■	■	■	■	■		
Анализ трития и его соединений	■	■	■	■	■	■	■	■	
Улавливание и переработка трития	■	■	■	■	■	■	■		
Материалы ОП и КМ вакуумной камеры	■	■	■	■	■	■	■		
Материалы для работы с тритием	■	■	■	■	■	■	■		

Примечание: ■ — Россия сейчас; ■ — Россия будет; ■ — мир сейчас; ■ — мир будет.

Результаты анализа технологий в данной статье говорят о низком уровне готовности вакуумных технологий в России и практически полном отсутствии работ в данном направлении. Отставание от мирового уровня в настоящее время не может быть преодолено за счёт отдельных исследований и разработок, так как проблема заключается в высокой зависимости всей отрасли вакуумного оборудования от импортных технологий. Поэтому необходимы длительные и широкомасштабные работы по созданию, исследованию, разработке и испытанию различного оборудования. В качестве компенсирующей меры на начальном этапе возможно использование зарубежного оборудования или создание систем откачки трития на его основе. Технологии, обеспечивающие тритиевую безопасность, находятся на высоком уровне и в целом сопоставимы с мировым, однако методики измерения концентрации трития и его соединений в газах, жидкостях и твёрдом теле критически зависят от поставок зарубежного оборудования, комплектующих и программного обеспечения, отечественные разработки в данной области представлены слабо. Технологии создания многоуровневой защиты и улавливания и переработки тритиевых отходов развиты в значительной степени (TRL 6 и TRL 5), применяются в тритиевых лабораториях и производствах и в целом соответствуют мировому уровню. Уровень готовности материалов для работы с тритием позволяет использовать существующие технологии для производства оборудования, компонентов и трубопроводов для систем ТЦ, находящихся за пределами вакуумной камеры реактора, при этом работающие при повышенной температуре. В случае внутрикамерных элементов конструкционные и функциональные материалы, находящиеся под высокопоточным облучением, должны быть доработаны и соответствующим образом испытаны при взаимодействии с изотопами водорода.

ВЫВОДЫ

Общие выводы из данных анализа уровня готовности технологий тритиевого топливного цикла ДЕМО-ТИН можно сформулировать следующим образом:

— в России имеется значительный задел в различных сферах применения трития, тритиевых и смежных технологий, который сформирован за счёт опыта, накопленного в военной сфере, применения трития в гражданских целях, работ в рамках международных проектов, прежде всего ИТЭР, а также фундаментальных исследований с применением трития;

— в настоящее время готовность технологий тритиевого топливного цикла недостаточна для применения в ТЦ ДЕМО-ТИН. Большинство рассмотренных технологий находятся на стадии разработки (TRL 4-6), и для их дальнейшего развития необходимы значительные организационные усилия и финансовое обеспечение научных и проектных коллективов;

— для отработки технологий в условиях, приближенных к условиям реальной эксплуатации, интеграции технологий, обоснования надёжности и безопасности необходимо создание масштабных экспериментальных стендов и/или термоядерных установок небольшого масштаба, рассчитанных для работы с тритием;

— более высокий уровень готовности большинства проанализированных технологий в мире делает привлекательным международное сотрудничество в данной сфере, а также импорт отдельных технологий.

Отдельно стоит обратить внимание не только на необходимость повышения уровня технологий обращения с тритием, но и повышения уровня подготовки персонала, а также увеличения общего количества инженерно-технического и научного персонала в данной отрасли. Необходимо обеспечить своевременную передачу уникального опыта и не допустить утрату некоторых компетенций, носителями которых зачастую являются несколько человек в стране.

Авторы выражают благодарность М.Б. Розенкевичу, А.А. Юхимчуку, А.А. Семенову, В.М. Чернову, Д.А. Карпову за экспертную оценку анализируемых технологий, консультации и предоставление дополнительных материалов, а также критические замечания, несомненно, улучшившие качество анализа, его доступность и глубину.

Исследование выполнено в рамках научной программы Национального центра физики и математики (проект 8 «Физика изотопов водорода», направление 8.4 «Создание Национального центра коллективного пользования «Тритий»).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Иванов Б.В., Ананьев С.С.** Оценка уровня готовности технологий тритиевого цикла в России на примере проекта гибридного реактора ДЕМО-ТИН. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2021, т. 44, вып. 4, с. 5—24; doi: 10.21517/0202-3822-2021-44-4-5-24.
2. **Иванов Б.В., Ананьев С.С.** Оценка уровня готовности технологий тритиевого цикла в России на примере проекта гибридного реактора ДЕМО-ТИН. Часть 2. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2022, т. 45, вып. 4, с. 120—135; doi: DOI:10.21517/0202-3822-2022-45-4-120-135.
3. **Day C., Giegerich T.** Development of advanced exhaust pumping technology for a DT fusion power plant. — IEEE Transactions on Plasma Science, 2014, vol. 42, p. 1058—1071; doi: 10.1109/TPS.2014.2307435.
4. **Насос** высоковакуумный турбомолекулярный VEGA PROvac 1500, 2023; <https://vcmo33.ru/pumps/vega-provac-1500>.
5. **НД-1000.** Диффузионный высоковакуумный насос, 2023; <https://vacma.ru/catalog/vakuumnye-nasosy/vysokovakuumnye-nasosy/diffuzionnye-nasosy-nd/nasos-nd-1000>.
6. **Насосы** вакуумные криогенные НТК «Криогенная техника», 2023; <https://cryontk.ru/product/nasosy-vakuumnye-kriogennye>.
7. **Вакуумный** насос АКТАН Вакуум ТМН-АКТАН-250 ISO250, 2023; <https://europassmaker.com/tovar-aktan-vakuum-tmnaktan-250-iso250>.
8. **Belchenko Y.I. et al.** Studies of ion and neutral beam physics and technology at the Budker Institute of Nuclear Physics, SB RAS. — Physics Uspekhi, 2018, vol. 61, № 6, p. 531—581; doi: 10.3367/UFNe.2018.02.038305.
9. **Электронный каталог.** Насосы вакуумные АО «Вакууммаш»; <https://vacma.ru/docs/catalog.pdf>.
10. **Khvostenko P.P. et al.** Experimental thermonuclear installation tokamak T-15MD. — Problems of Atomic Science and Technology, Series Thermonuclear Fusion, 2019, vol. 42, № 1, p. 15—38; doi: 10.21517/0202-3822-2019-42-1-15-38.
11. **Карпов Д.А., Иванов А.Г., Лившиц А.И., Драничников А.Н.** Система вакуумной откачки токамака TRT. — Физика плазмы, 2021, т. 47, вып. 12, с. 1152—1169; doi: 10.31857/S0367292121120027.
12. **Борисенко К.В.** Конструкция вакуумной камеры с системой вакуумной откачки ДЕМО-ТИН. Научно-технический отчёт «НИИЭФА им. Д.В. Ефремова» (АО «НИИЭФА»). Москва, 2019.
13. **Веденеев А.И. и др.** Экспериментальный замкнутый контур для динамического моделирования вакуумно-тритиевого комплекса термоядерных реакторов: Препринт ВНИИЭФ. Саров, 1997.
14. **Belonohy E. et al.** Technical rehearsal of tritium operation at JET. — Fusion Engineering and Design, 2017, vol. 123, p. 196—200; doi: 10.1016/j.fusengdes.2017.01.056.
15. **Smith R.** The AGHS at JET and preparations for a future DT campaign. — Fusion Science and Technology, 2015, vol. 67, № 3, p. 571—575; doi: 10.13182/FST14-T82.
16. **Giegerich T. et al.** Advanced design of the Mechanical Tritium Pumping System for JET DTE2. — Fusion Engineering and Design, 2016, vol. 109—111, № А, p. 359—364; doi: 10.1016/j.fusengdes.2016.02.098.
17. **Bornschein B.** The closed tritium cycle of KATRIN. — Prog. Part. Nucl. Phys., 2006, vol. 57, № 1, p. 38—48; doi: 10.1016/j.pnpnp.2005.12.004.
18. **Priester F., Sturm M., Bornschein B.** Commissioning and detailed results of KATRIN inner loop tritium processing system at Tritium Laboratory Karlsruhe. — Vacuum, 2015, vol. 116, p. 42—47; doi: 10.1016/j.vacuum.2015.02.030.
19. **Giors S., Boussier B., Dremel M., Kosek J., Veleiro Blanco A.M.** Dynamic model of ITER Front-End Cryopumps Distribution System: Torus cryopumping and regeneration scenarios. — Fusion Engineering and Design, 2017, vol. 124, p. 850—855; doi: 10.1016/j.fusengdes.2017.03.051.
20. **Day C. et al.** Design progress for the ITER torus and neutral beam cryopumps. — Fusion Engineering and Design, 2011, vol. 86, № 9—11, p. 2188—2191; doi: 10.1016/j.fusengdes.2010.11.023.
21. **Yukhimchuk A.A. et al.** ‘Prometheus’ setup for study of tritium superpermeation. — Fusion Science and Technology, 2002, vol. 41, № 3 II, p. 929—933; doi: 10.13182/fst02-a22721.
22. **Skovoroda A.A. et al.** Plasma-driven superpermeation of hydrogen through Nb membranes: Bulk effects. — J. of Nuclear Materials, 2002, vol. 306, № 2—3, p. 232—240; doi: 10.1016/S0022-3115(02)01324-7.
23. **Musyaev R.K. et al.** Study of hydrogen isotopes superpermeation through vanadium membrane on ‘Prometheus’ setup. — Fusion Science and Technology, 2008, vol. 54, № 2, p. 523—525; doi: 10.13182/FST08-A1868.
24. **Беловодский Л.Ф., Гаевой В.К., Гришмановский В.И.** Тритий. — М.: Энергоатомиздат, 1985.
25. **Беловодский Л.Ф., Киселёв В.Г., Панюшкин М.С., Поротников Л.К.** Исследования и разработки в области безопасности тритиевых технологий. — В сб.: Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами IHISM’19. Сборник докладов. Под ред. А.А. Юхимчука. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2020, с. 287—317.
26. **Юхимчук А.А.** Научно-экспериментальные комплексы для безопасного обращения с тритием и его соединениями. — В сб.: Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами. IHISM’16. Сборник докладов. Junior, 2017, с. 220—247.
27. **Хапов А.С., Киселев В.Г.** Особенности организации работ с тритием в ФГУП ВНИИА им. Н.Л. Духова. — В сб.: Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами. IHISM’9. Сборник докладов. Под ред. А.А. Юхимчука. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2010, с. 306—314.
28. **Гурин Н.Е. и др.** Автоматизация установки очистки газовой среды перчаточных боксов и газовых коммуникаций от тритийсодержащих примесей. — В сб.: Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами. IHISM’19. Сборник докладов. Под ред. А.А. Юхимчука. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2020, с. 403.
29. **Основные** санитарные правила обеспечения безопасности (ОСПОРБ — 99/2010), 2010.

30. **Ентяков Б.Н.** Создание производства трития в СССР. — В сб.: Сборник докладов Пятой международной конференции и Девятой международной школы молодых ученых и специалистов им. А.А. Курдюмова. Под ред. д-ра техн. наук А.А. Юхимчука. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2014, с. 28—38.
31. **Yukhimchuk A.A. et al.** Research and development facilities for safety handling with tritium and its compounds in fundamental and applied study. — *Problems of Atomic Science and Technology, Ser. Thermonuclear Fusion*, 2013, vol. 36, № 3, p. 26—52; doi: 10.21517/0202-3822-2013-36-3-26-52.
32. **Юхимчук А.А., Апасов В.А., Виноградов Ю.И.** Комплекс газового обеспечения экспериментов по мюонному катализу ядерных реакций синтеза. — *Приборы и техника эксперимента*, 1999, вып. 6, с. 17—23.
33. **Perevozchikov V.V. et al.** High-pressure tritium targets for research in muon-catalyzed fusion. — *Fusion Science and Technology*, 2005, vol. 48, № 1, p. 310—313; doi: 10.13182/FST05-A934.
34. **Yukhimchuk A.A. et al.** Cryogenic tritium target. — *Fusion Science and Technology*, 2005, vol. 48, № 1, p. 294—297; doi: 10.13182/FST05-A930.
35. **Yukhimchuk A.A. et al.** Gas feeding system supplying the U-400M cyclotron ion source with hydrogen isotopes. — *Fusion Science and Technology*, 2005, vol. 48, № 1, p. 704—707; doi: 10.13182/FST05-A1021.
36. **Welte S., Besserer U., Osenberg D., Wendel J.** Tritium Laboratory Karlsruhe: administrative and technical framework for isotope laboratory operation. — *Fusion Science and Technology*, 2015, vol. 67, № 3, p. 635—638; doi: 10.13182/FST14-T98.
37. **Dolgetta N. et al.** Systems for the safe operation of the JET tokamak with tritium. — *Fusion Engineering and Design*, 2002, vol. 47, № 2—3, p. 131—172; doi: 10.1016/S0920-3796(99)00081-2.
38. **Belonohy E. et al.** Technical rehearsal of tritium operation at JET. — *Fusion Engineering and Design*, 2017, vol. 123, p. 196—200; doi: 10.1016/J.FUSENGDES.2017.01.056.
39. **Gentile C.A. et al.** TFTR tritium operations lessons learned. — *Fusion Technology*, 1996, vol. 30, № 3, p. 1564—1566; doi: 10.13182/fst96-a11963173.
40. **Hara T., Kawamura M., Tanabe Y.** Tritium measurement I — tritium in gas, liquid, and solid. — In: *Tritium: Fuel of Fusion Reactors* Edited by Tetsuo Tanabe, 2017, p. 137—164.
41. **Описание прибора «Установка радиометрическая УДГБ-01».** — Зеленоград: НПП «ДОЗА», 2023; https://www.doza.ru/files/udbg-01_new.pdf.
42. **Мурашова Е.Л., Кулишов Ю.В., Тарасенко А.А., Мизина С.И.** Установка автоматизированная пробоотбора трития и углерода-14. Патент RU 2 740 745 С1, 2019.
43. **Мурашова Е.Л.** Опыт использования автоматизированной установки отбора проб УОТ-02 для контроля радиоактивных выбросов. — В сб.: XI Российская научная конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях». Москва, 2021: <http://xn---2030-bwe0hj7au5h.xn--p1ai/about/conf2020/docs/%D0%A1%D0%B5%D0%BA%D1%86%D0%B8%D1%8F%201.pdf>.
44. **Семенов А.А. и др.** МИ-40 ТРИТИУМ — новый прибор для изотопного анализа водородно-гелиевых смесей. Перспективы отечественной масс-спектрометрии для изотопного анализа легких газов. — В сб.: Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами. IHISM'19. Сборник докладов. Под ред. А.А. Юхимчука. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2020, с. 146—157.
45. **Галль Л.Н. и др.** Новые решения в масс-спектрометрическом изотопном анализе водородно-гелиевых смесей. — *Научное приборостроение*, 2016, вып. 26, № 3, с. 24—34.
46. **Галль Л.Н. и др.** Пути трансформации ионно-оптической системы статического масс-спектрометра МСД-650 для повышения достоверности и точности результатов изотопного анализа водородно-гелиевых смесей. — *Вестник Актыбинского регионального государственного университета им. К. Жубанова*, 2016, вып. 44, № 2, с. 49—58.
47. **Семенов А.А.** История и перспективы создания отечественных масс-спектрометров для изотопного анализа легких газов. — *ВАНТ. Сер. Материаловедение и новые материалы*, 2017, т. 90, вып. 3, с. 74—87.
48. **Букин А.Н., Иванова А.С., Розенкевич М.Б., Пак Ю.С., Марунин С.А.** Способ отбора проб тритированной воды методом фазового изотопного обмена. — *Заводская лаборатория. Диагностика материалов*, 2017, вып. 83, № 7, с. 27—31.
49. **Тихонов В.В., Юхимчук А.А., Мусяев Р.К.** Применение спектроскопии комбинационного рассеяния света для анализа газовых смесей изотопов водорода при высоких давлениях. — В сб.: Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами. IHISM'14. Сборник докладов. Под ред. А.А. Юхимчука. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2015. 448 с.
50. **Тивикова О.А., Буряк Е.В., Тихонов В.В., Рыжухина А.В., Гуркин А.И.** Оптическая ячейка для газового анализа изотопов водорода с помощью комбинационного рассеяния света. — В сб.: Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами. IHISM'19. Сборник докладов. Под ред. А.А. Юхимчука. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2020, с. 192—200.
51. **Рыжухина А.В., Буряк Е.В., Тихонов В.В., Тивикова О.А., Гуркин А.И.** Разработка компримирующей оптической ячейки для спектроскопических исследований газовых смесей изотопов водорода при низких концентрациях. — В сб.: Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами. IHISM'19. Сборник докладов. Под ред. А.А. Юхимчука. — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2020, с. 184—191.
52. **Воронина Т.В., Тугушева Д.Ю.** Автоматизированная система пробоотбора и анализа тяжелой воды на реакторе ПИК. — *Энергетик*, 2020, № 4, с. 20—22; doi: 10.34831/EP.2020.23.88.009.
53. **Lässer R. et al.** Overview of the performance of the JET Active Gas Handling System during and after DTE1. — *Fusion Engineering and Design*, 1999, vol. 47, № 2—3, p. 173—203; doi: 10.1016/S0920-3796(99)00082-4.
54. **Hemmerich J.L., Milverton P., Newbert G., Green N., Miller A.** Tritium and uranium inventory measurements with the JET AGHS precision calorimeter. — *Proceedings Symposium on Fusion Engineering*, 1995, vol. 1, p. 781—783; doi: 10.1109/fusion.1995.535951.

55. **Lässer R., Bell A.C., Grievson B., Hemmerich J.L., Stagg R., Atkins G.V.** The analytical gas chromatographic system of the JET Active Gas Handling System — tritium commissioning and use during DTE1. — *Fusion Engineering and Design*, 1999, vol. 47, № 2—3, p. 333—353; doi: 10.1016/S0920-3796(99)00090-3.
56. **Lässer R. et al.** Analytic of tritium-containing gaseous species at the Tritium Laboratory Karlsruhe. — *Fusion Engineering and Design*, 2001, vol. 58—59, p. 411—415; doi: 10.1016/S0920-3796(01)00473-2.
57. **Schlösser M. et al.** Raman spectroscopy at the Tritium Laboratory Karlsruhe. — *Fusion Science and Technology*, 2015, vol. 67, № 3, p. 555—558; doi: 10.13182/FST14-T78.
58. **Wendel S.W.J., Sturm M., Besserer U., Groessle R., Roellig M., Schloesser M.** 30 Years Tritium Laboratory Karlsruhe — from basic technology to advanced experiments and analytics. — In: 31st Symposium on Fusion Technology (SOFT2020), 2020.
59. **Tanabe T., Miyasaka K., Masaki K., Kodama K., Miya N.** Imaging plate technique for determination of tritium distribution on graphite tiles of JT-60U. — *J. of Nuclear Materials*, 2002, vol. 307—311, № 2 SUPPL, p. 1441—1445; doi: 10.1016/S0022-3115(02)01068-1.
60. **Lee S.E. et al.** Global distribution of tritium in JET with the ITER-like wall. — *Nuclear Materials and Energy*, 2021, vol. 26, p. 100930; doi: 10.1016/J.NME.2021.100930.
61. **Matsuyama M. et al.** Applicability of β -ray-induced X-ray spectrometry to in situ measurements of tritium retention in plasma-facing materials in ITER. — *Fusion Engineering and Design*, 2006, vol. 81, № 1—7, p. 163—168; doi: 10.1016/J.FUSENGDES.2005.08.037.
62. **Hara M. et al.** Design of a tritium gas cell for beta-ray induced X-ray spectrometry using Monte Carlo simulation. — *Fusion Engineering and Design*, 2017, vol. 119, p. 12—16; doi: 10.1016/J.FUSENGDES.2017.04.059.
63. **Розенкевич М.Б., Букин А.Н., Марунич С.А., Пак Ю.С., Магомедбеков Э.П.** Состояние разработки технологии детритизации жидких и газовых отходов, возникающих при переработке ОЯТ в России. — *ВАНТ. Сер. Материаловедение и новые материалы*, 2013, т. 74, вып. 1, с. 159—171.
64. **Королёв В.А., Казаковский Н.Т., Иосилевич И.Н.** Способ отверждения тритийсодержащего нефтяного масла. — В сб.: *Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами. IHISM'15 JUNIOR. Сборник докладов. Под ред. д-ра техн. наук А.А. Юхимчука.* — Саров: ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ», 2016, с. 259—266.
65. **Растунова И.Л., Зашелкина Л.И.** Оценка возможности использования матриц портландцемента для отверждения низкоактивных тритийсодержащих водных отходов. — *Огнеупоры и техническая керамика*, 2013, вып. 1—2, с. 3—7.
66. **Магомедбеков Э.П., Растунова И.Л.** Обращение с тритийсодержащими водными отходами. — *Химическая промышленность сегодня*, 2019, вып. 3, с. 62—68.
67. **Perry E. et al.** Decommissioning of the tokamak fusion test reactor. — In: 20th IEEE/NPSS Symposium on Fusion Engineering. San Diego, CA, USA, 2003, p. 256—259; doi: 10.1109/FUSION.2003.1426633.
68. **Tanabe T.** Interactions of Hydrogen with Fusion Reactor Materials. — Moscow: MEPHI, 2019.
69. **Ananyev S.S., Demidov D.N., Suslin S.V.** Hydrogen transport and inventories in vacancies in the damaging neutron irradiation process in BCC metals Fe and W. — *Problems of Atomic Science and Technology, Series Thermonuclear Fusion*, 2020, vol. 43, № 2, p. 13—24; doi: 10.21517/0202-3822-2020-43-2-13-24.
70. **Alimov V.N., Busnyuk A.O., Notkin M.E., Peredistov E.Y., Livshits A.I.** Hydrogen transport through V—Pd alloy membranes: hydrogen solution, permeation and diffusion. — *J. Memb. Sci.*, 2015, vol. 481, p. 54—62; doi: 10.1016/j.memsci.2015.01.058.
71. **Hanke S. et al.** Progress of the R&D programme to develop a metal foil pump for DEMO. — *Fusion Engineering and Design*, 2020, vol. 161, p. 111890; doi: 10.1016/j.fusengdes.2020.111890.
72. **Ashikawa N., Asakura N., Fukumoto M., Hayashi T., Ueda Y., Muroga T.** Characteristics of tungsten and carbon dusts in JT-60U and evaluation of hydrogen isotope retention. — *J. of Nuclear Materials*, 2013, vol. 438, p. S664—S667; doi: 10.1016/j.jnucmat.2013.01.140.
73. **Brezinsek S. et al.** Fuel retention studies with the ITER-Like Wall in JET. — *Nuclear Fusion*, 2013, vol. 53, № 8, p. 083023; doi: 10.1088/0029-5515/53/8/083023.
74. **Characterization of Size, Composition and Origins of Dust in Fusion Devices.** Summary Report of the Third Research Coordination Meeting, IAEA Headquarters, Vienna, Austria, 2011.
75. **Goldston R.J., Hakim A., Hammett G.W., Jaworski M.A., Schwartz J.** Recent advances towards a lithium vapor box divertor. — *Nuclear Materials and Energy*, 2017, vol. 12, p. 1118—1121; doi: 10.1016/j.nme.2017.03.020.
76. **Iafrazi M.** Structural and PFC materials for liquid metal concepts. — In: 6th IAEA DEMO Programme Workshop (DPWS 6). Moscow, October 1—4, 2019.
77. **Mazul I.** Overview materials engineering challenges for DEMO PFCs and PFMs. — In: 6th IAEA DEMO Programme Workshop (DPWS 6). Moscow. 1—4 October, 2019.
78. **Blokhin A.I., Chernov V.M.** Nuclear physical properties of austenitic nickel and manganese steels under neutron irradiation in nuclear fission (Fast) and fusion reactors. — *Physics of Atomic Nuclei*, 2021, vol. 84, № 7, p. 1272—1284; doi: 10.1134/S1063778821070024.
79. **Murty K.L., Charit I.** Structural materials for Gen-IV nuclear reactors: Challenges and opportunities. — *J. of Nuclear Materials*, 2008, vol. 383, № 1—2, p. 189—195; doi: 10.1016/j.jnucmat.2008.08.044.
80. **Yvon P., le Flem M., Cabet C., Seran J.L.** Structural materials for next generation nuclear systems: Challenges and the path forward. — *Nuclear Engineering and Design*, 2015, vol. 294, p. 161—169; doi: 10.1016/j.nucengdes.2015.09.015.
81. **Sokolov Yu.A.** Overview of the Russian Demo plant study. — *Fusion Engineering and Design*, 1995, vol. 29, p. 18—27; doi: 10.1016/0920-3796(95)80001-E.

82. **Kolbasov B.N. et al.** Russian concept for a DEMO-S demonstration fusion power reactor. — *Fusion Engineering and Design*, 2008, vol. 83, № 7—9, p. 870—876; doi: 10.1016/j.fusengdes.2008.07.041.
83. **Federici G., Biel W., Gilbert M.R., Kemp R., Taylor N., Wenninger R.** European DEMO design strategy and consequences for materials. — *Nuclear Fusion*, 2017, vol. 57, № 9, p. 092002; doi: 10.1088/1741-4326/57/9/092002.
84. **Porton M. et al.** Structural design criteria development needs for a European DEMO. — *Fusion Science and Technology*, 2014, vol. 66, № 1, p. 18—27; doi: 10.13182/FST14-781.
85. **Solonin M.I., Chernov V.M., Gorokhov V.A., Ioltukhovskiy A.G., Shikov A.K., Blokhin A.I.** Present status and future prospect of the Russian program for fusion low-activation materials. — *J. of Nuclear Materials*, 2000, vol. 283—287, p. 1468—1472; doi: 10.1016/S0022-3115(00)00350-0.
86. **Chernov V.M. et al.** Structural materials for fusion power reactors—the RF R&D activities. — *Nuclear Fusion*, 2007, vol. 47, № 8, p. 839—848; doi: 10.1088/0029-5515/47/8/015.
87. **Baluc N. et al.** Status of R&D activities on materials for fusion power reactors. — *Nuclear Fusion*, 2007, vol. 47, № 10, p. S696—S717; doi: 10.1088/0029-5515/47/10/S18.
88. **Азизов Э.А., Гладуш Г.Г., Минеев А.Б.** УТС с магнитным удержанием и разработка гибридного реактора синтез—деление на основе токамака. — М.: Тривант, 2016.
89. **Tanigawa H. et al.** Development of benchmark reduced activation ferritic/martensitic steels for fusion energy applications. — *Nuclear Fusion*, 2017, vol. 57, № 9, p. 092004; doi: 10.1088/1741-4326/57/9/092004.
90. **Cabet C., Dalle F., Gaganidze E., Henry J., Tanigawa H.** Ferritic-martensitic steels for fission and fusion applications. — *J. of Nuclear Materials*, 2019, vol. 523, p. 510—537; doi: 10.1016/j.jnucmat.2019.05.058.
91. **Chen J.M., Chernov V.M., Kurtz R.J., Muroga T.** Overview of the vanadium alloy researches for fusion reactors. — *J. of Nuclear Materials*, 2011, vol. 417, № 1—3, p. 289—294; doi: 10.1016/j.jnucmat.2011.02.015.
92. **Muroga T., Hatano Y., Clark D., Katoh Y.** Characterization and qualification of neutron radiation effects. Summary of Japan—USA Joint Projects for 40 years. — *J. of Nuclear Materials*, 2022, vol. 560, p. 153494; doi: 10.1016/j.jnucmat.2021.153494.
93. **Kuteev B.V. Goncharov P.R.** Fusion—fission hybrid systems: yesterday, today, and tomorrow. — *Fusion Science and Technology*, 2020, vol. 76, № 7, p. 836—847; doi: 10.1080/15361055.2020.1817701.



Борис Владимирович Иванов, м.н.с.; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия
karpjicohh@gmail.com



Сергей Станиславович Ананьев, в.н.с., к.ф.-м.н., лауреат премий Правительства РФ, им. И.В. Курчатова и А.П. Александрова; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия
Ananyev_SS@nrcki.ru



Николай Павлович Бобырь, н.с.; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия
Bobyр_NP@nrcki.ru

Статья поступила в редакцию 2 января 2023 г.

После доработки 9 января 2023 г.

Принята к публикации 11 января 2023 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2023, т. 46, вып. 1, с. 49—63.

УДК 533.9.082.79

ИЗМЕРЕНИЕ ТЕРМОЯДЕРНОЙ МОЩНОСТИ ИТЭР ПРИ ПОМОЩИ МОНИТОРОВ НЕЙТРОНОВ

*А.О. Ковалев, Р.Н. Родионов, В.А. Воробьёв, Д.В. Портнов, Т.М. Кормилицын, Ю.Г. Высоких,
С.Ю. Обудовский, Ю.А. Кащук*

Частное учреждение «ИТЭР-Центр», Москва, Россия

В статье приведены результаты анализа погрешности измерения термоядерной мощности DD- и DT-плазмы токамака-реактора ИТЭР средствами мониторов нейтронов. Проведено моделирование процесса измерения тремя мониторами (или радиометрами) потока термоядерных нейтронов ИТЭР: диверторный монитор нейтронного потока (ДМНП), монитор нейтронного потока (МНП) и миниатюрной камеры деления (МКД). Рассмотрены диагностические предназначены для измерения полного выхода нейтронов и термоядерной мощности ИТЭР. Исследованы источники и величины погрешностей измерения термоядерной мощности и полного выхода нейтронов в условиях различных сценариев плазмы ИТЭР. Приведена оценка величины требуемой погрешности калибровки детекторов диагностик. На основании результатов нейтронно-физического анализа и требований, предъявляемых к диагностикам Международной организацией ИТЭР, подтверждены ожидаемые рабочие характеристики диагностик. Предложен способ компенсации систематической погрешности измерений ДМНП, вызванной вертикальным смещением плазмы.

Ключевые слова: нейтронная диагностика плазмы, монитор потока термоядерных нейтронов, характеристики радиационных полей, измерение термоядерной мощности, погрешность измерения, калибровка диагностики нейтронов, ИТЭР.

ITER FUSION POWER MEASUREMENTS BY NEUTRON FLUX MONITORS

*A.O. Kovalev, R.N. Rodionov, V.A. Vorobiev, D.V. Portnov, T.M. Kormilitsyn, Yu.G. Vysokih, S.Yu. Obudovsky,
Yu.A. Kashchuk*

Project Center ITER, Moscow, Russia

The paper presents the results of the analysis of the fusion power measurement uncertainty of the DD- and DT-plasma scenarios of the ITER tokamak reactor by means of neutron flux monitors. The process of measurement by three ITER neutron flux monitor systems has been simulated: Divertor Neutron Flux Monitor (DNFM), Neutron Flux Monitor (NFM), and Micro-Fission Chamber (MFC). The considered diagnostics are designed to measure the total neutron flux and fusion power of ITER plasma. The sources and magnitude of fusion power measurements uncertainty and the total neutron flux for various ITER plasma scenarios are investigated. The magnitude of the required error in the calibration of the diagnostic detectors is estimated. Based on the results of the neutron-physical analysis and the requirements to the diagnostics by the International Organization ITER, the expected performance characteristics of radiometers are confirmed. A method is proposed to compensate the systematic measurement error of the DNFM caused by the vertical displacement of the plasma.

Key words: neutron diagnostics of plasma, fusion neutron flux monitor, radiation field characteristics, fusion power measurements, measurement uncertainty, calibration of neutron diagnostics, ITER.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-46-1-64-75

ВВЕДЕНИЕ

Данная статья является продолжением и обобщением результатов ранее опубликованных работ [1—4], посвящённых моделированию процесса измерения параметров горения высокотемпературной плазмы ИТЭР мониторами потока термоядерных нейтронов. Метод моделирования измерений был применён и исследован в рамках разработки диагностики ДМНП в Частном учреждении «ИТЭР-Центр». Опыт, полученный ранее, применён для двух других аналогичных диагностических систем токамака-реактора ИТЭР: МНП и МКД. Диагностики ДМНП [5], МНП [6] и МКД [7] предназначены для измерения полного выхода термоядерных нейтронов и термоядерной мощности плазмы ИТЭР в широком динамическом диапазоне. Все три системы после установки в токамак будут откалиброваны по эталонным источникам DD- и DT-нейтронов. В качестве детекторов нейтронного излучения во всех трёх системах используются ионизационные камеры деления (ИКД). В статье приведено краткое описание мест расположения детекторов рассмотренных мониторов, описаны предварительный сценарий и цели процесса калибровки детекторов термоядерных нейтронов, приведены результаты моделирования измерения термоядерной мощности и полного выхода нейтронов в экспериментах с DD- и DT-плазмой ИТЭР методом функции Грина радиационных полей [2]. Оценена систематическая и статистическая погрешность измерений. Приведена оценка величины погрешности калибровочного коэффи-

циента, при которой достигается требуемый Международной организацией ИТЭР уровень погрешности измерений. Предложен метод компенсации систематической погрешности измерений диагностики ДМНП, обусловленной вертикальным смещением плазмы в условиях DT-плазмы ИТЭР.

В табл. 1 приведены актуальные требования, предъявляемые Международной организацией ИТЭР, к типу измеряемых мониторами термоядерных нейтронов ИТЭР параметров горения плазмы, диапазону измерений и их максимальной погрешности. Временное разрешение диагностик 1 мс.

Т а б л и ц а 1. Требования к измерениям диагностик ДМНП, МНП и МКД

Параметр	Сценарий плазмы	Диапазон	Погрешность A , %
Выход нейтронов, н./с	DD	10^{14} — 10^{18}	20
	DT	10^{18} — $3,2 \cdot 10^{20}$	10
Термоядерная мощность, МВт	DD	0,1—3	20
	DT	3—900	10
	DT	3—900	10

Погрешность измерений параметров плазмы исследовалась в условиях сценариев горения плазмы, рассчитанных специалистами Международной организации ИТЭР [8], где термоядерная плазма представляет собой объёмный источник термоядерных нейтронов. Данные, представленные в работе [8], являются актуальными в настоящее время. Международная организация ИТЭР утвердила их в качестве опорных для разработки конструкций нейтронных диагностик. Известны геометрические параметры магнитных поверхностей плазменного шнура, канал образования нейтронов, пространственное распределение интенсивности нейтронов источника (н./($m^3 \cdot c$)) в цилиндрической системе координат. Принято приближение, в котором интенсивность источника нейтронов постоянна между двумя соседними магнитными поверхностями. Конфигурации термоядерной плазмы получены с использованием программного комплекса DINA [9] и хранятся в базе данных ИТЭР IMAS [10].

В табл. 2 приведён список возможных конфигураций DD-режимов плазмы ИТЭР.

Т а б л и ц а 2. Сценарии DD-плазмы ИТЭР [8]

№	Ток плазмы, МА	Индукция магнитного поля, Тл	Режим удержания	Термоядерная мощность, МВт	Выход нейтронов, н./с
1	7,5	2,65	Н-мода	$5,8 \cdot 10^{-1}$	$4,7 \cdot 10^{17}$
2	7,5	2,65	Н-мода	$5,3 \cdot 10^{-1}$	$4,3 \cdot 10^{17}$
3	7,5	2,65	Н-мода	$4,7 \cdot 10^{-1}$	$3,8 \cdot 10^{17}$
4	7,5	2,65	Н-мода	$4,4 \cdot 10^{-1}$	$3,6 \cdot 10^{17}$
5	15,0	5,3	L-мода	$5,0 \cdot 10^{-2}$	$4,0 \cdot 10^{16}$
6	15,0	5,3	L-мода	$2,5 \cdot 10^{-1}$	$2,0 \cdot 10^{17}$
7	15,0	5,3	Н-мода	1,4	$1,1 \cdot 10^{18}$
8	15,0	5,3	Н-мода	1,5	$1,2 \cdot 10^{18}$
9	15,0	5,3	Н-мода	1,6	$1,2 \cdot 10^{18}$
10	7,5	2,65	Омический	$1,3 \cdot 10^{-4}$	$1,1 \cdot 10^{14}$
11	7,5	2,65	Омический	$1,3 \cdot 10^{-4}$	$1,1 \cdot 10^{14}$
12	7,5	2,65	Омический	$2,0 \cdot 10^{-4}$	$1,7 \cdot 10^{14}$

DD-плазма как источник нейтронов представляет исследовательский интерес по нескольким причинам, например:

— многоканальное образование нейтронов (DD пучково-тепловые; DD тепло-тепловые; DT пучково-тепловые; DT тепло-тепловые; реакция $D + T$ (1 МэВ), где T образован в DD-реакции);

— широкое разнообразие пикированности профиля интенсивности нейтронов (примеры возможных профилей интенсивности нейтронов в условиях DD-плазмы показаны на рис. 1). Пикированность профиля интенсивности нейтронов рассчитывается по отношению значения интенсивности нейтронов в центре плазмы к выходу нейтронов плазмы.

Подробное описание каналов образования нейтронов представлено в работе [8].

Отмеченные особенности DD-плазмы создают дополнительные трудности для мониторов нейтронного потока в получении достоверного значения измеряемой величины.

В соответствии с требованиями к диапазону измерений (см. табл. 1) сценарии с № 1 по № 12 из табл. 2 анализировались с точки зрения возможности измерения полного выхода нейтронов, а сценарии с № 1 по № 4 и с № 6 по № 9 — с точки зрения измерения термоядерной мощности.

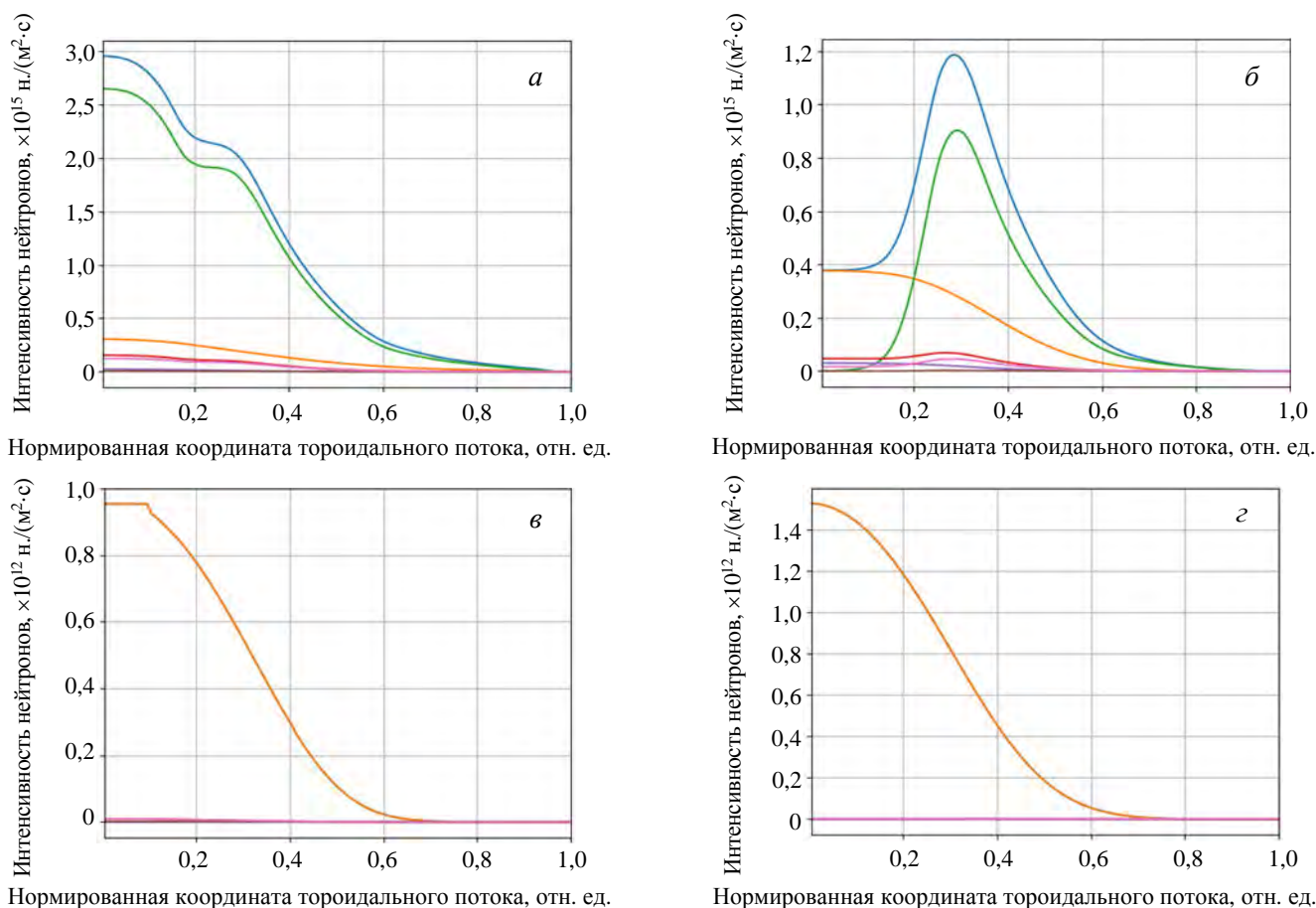


Рис. 1. Профиль интенсивности нейтронов сценариев DD-плазмы № 1 (а), 6 (б), 10 (в) и 12 (г). Линии соответствуют различным каналам образования нейтронов: DD полный (—), DD тепло-тепловой (—), DD пучково-тепловой (—), DT полный (—), DT тепло-тепловой (—), DT пучково-тепловой (—), D + T (1 МэВ) (—) [8]

Характеристики стандартной DT-плазмы ИТЭР [8]:

Состав плазмы . . .	D:T = 1:1
Максимальная термоядерная мощность, МВт . . .	500
Ток, МА . . .	15
Коэффициент воспроизведения термоядерной энергии . . .	10
Максимальная ионная температура, кэВ . . .	25

Геометрия сепаратрисы плазмы в разные моменты времени, эволюция полного выхода нейтронов DT-плазмы ИТЭР показаны на рис. 2.

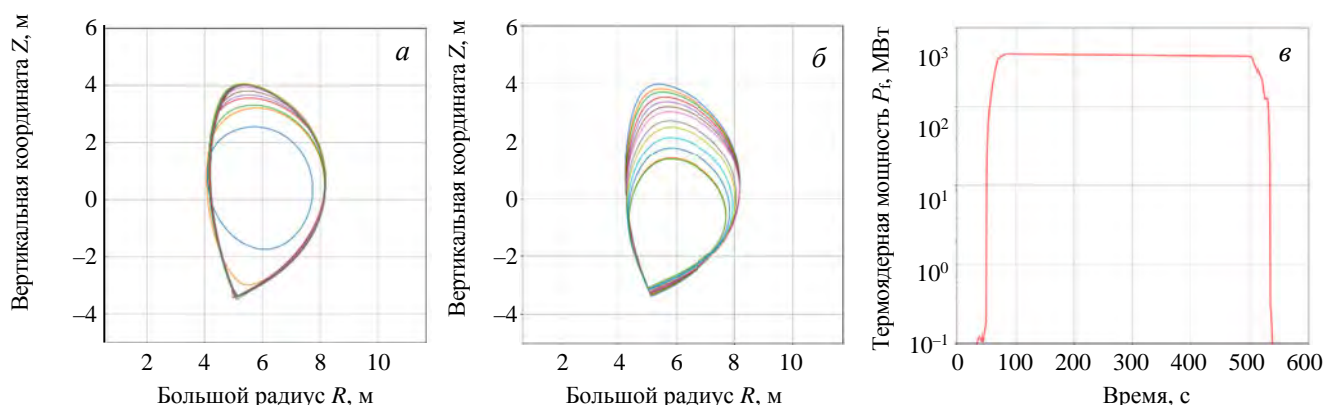


Рис. 2. Эволюция сепаратрисы стандартного DT-сценария на фазе подъема от 5 до 90 с (а) и спада термоядерной мощности от 500 до 560 с (б), эволюция термоядерной мощности для стандартного DT-сценария плазмы ИТЭР в пределах измерения термоядерной мощности (в)

Таким образом, в работе учтено влияние различных параметров плазмы на величину сигнала детекторов нейтронов: геометрия плазмы, профиль интенсивности нейтронов, термоядерная мощность плазмы, каналы образования нейтронов.

ОПИСАНИЕ КОНСТРУКЦИИ ДИАГНОСТИК ДМНП, МНП И МКД

Мониторы термоядерных нейтронов МКД, МНП и ДМНП являются основными средствами измерения термоядерной мощности и полного выхода нейтронов DD- и DT-плазмы токамака ИТЭР [11]. На рис. 3 показана схема расположения детекторов диагностик в полоидальном сечении токамака.

Диагностическая система МКД разрабатывается в японском домашнем агентстве ИТЭР. Измерения будут произведены несколькими блоками детекторов, расположенными на внутренней поверхности вакуумной камеры за бланкетом: один блок выше и один ниже экваториального порта (см. рис. 3, МКД). В тороидальном направлении расположена ещё одна аналогичная система детекторов. В каждом блоке детектирования установлена миниатюрная камера деления с ^{235}U . Все детекторы работают в счётном и флуктуационном режимах. Необходимый динамический диапазон измерений $\sim 10^7$ планируется обеспечить линеаризацией выходного сигнала измерительных трактов, используя результаты калибровки на ядерном реакторе, как было продемонстрировано на аналогичной системе для токамака JT-60U [12].

Разработчиком диагностики МНП является китайское домашнее агентство ИТЭР. ИКД-системы расположены в различных экваториальных портах токамака (см. рис. 3, МНП). Камеры с различным количеством урана работают в трёх измерительных режимах: счётном, флуктуационном и токовом. Комбинация ИКД с различной массой и спектральной чувствительностью урана позволяет обеспечить требуемый динамический диапазон измерений. ИКД с высоким изотопным содержанием и массой ^{235}U обеспечат работоспособность системы в ходе калибровочной кампании и на низких уровнях термоядерной мощности в ходе эксплуатации токамака. Для высоких уровней мощности планируется использование ИКД с ^{238}U , всего четыре блока детектирования. В одном блоке детектирования четыре ИКД: три с ураном и одна пустая для измерения фонового сигнала [6].

ДМНП разрабатывается в Частном учреждении «ИТЭР-Центр» (российское домашнее агентство). Используются ИКД с разным количеством урана. Система состоит из трёх блоков детектирования, расположенных симметрично по тороидальному углу под диверторной кассетой на внутренней стенке вакуумной камеры. Один блок детектирования состоит из шести ИКД: три с ^{235}U и три с ^{238}U . Измерительные тракты ИКД будут работать в счётном, импульсно-флуктуационном, флуктуационном и токовом режимах [13]. Массы урана в ИКД и конфигурация измерительных трактов приняты такими, чтобы обеспечить требуемый диапазон измерений [5].

КАЛИБРОВКА ДЕТЕКТОРОВ И ПРИНЯТЫЕ ДОПУЩЕНИЯ

В данном разделе приведено описание моделирования измерений термоядерной мощности мониторами нейтронов на токамаке ИТЭР с учётом стратегии калибровки детекторов диагностик нейтронов [14].

Стратегия калибровки заключается в следующем. После установки детекторов в ИТЭР соотношение между полной интенсивностью нейтронного излучения плазмы и плотностью потоков нейтронов на детекторе будет определено экспериментально во время калибровочной кампании. Детекторы нейтронов будут калиброваться на измерение DD- и DT-нейтронов с помощью нейтронного генерато-

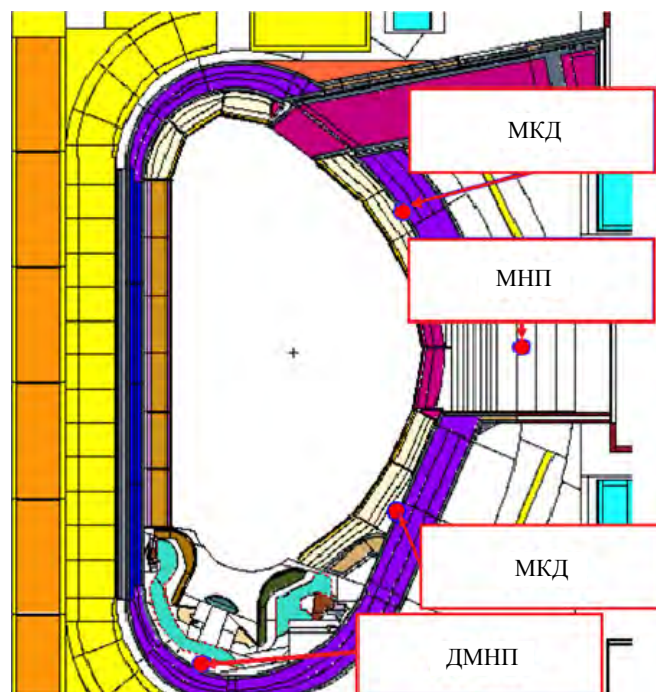


Рис. 3. Схема расположения детекторов мониторов термоядерных нейтронов ДМНП, МКД (2 шт.), МНП в полоидальном сечении токамака ИТЭР

ра типа НГ-24М [15]. Для целей калибровки детекторов нейтронов ИТЭР планируется применение нейтронных генераторов двух типов: источник DT-нейтронов с выходом 10^{11} н./с и источник DD-нейтронов с выходом 10^9 н./с. Нейтронный генератор будет позиционироваться таким образом, чтобы его мишень размещалась в нескольких заранее определённых позициях внутри вакуумной камеры: в ожидаемом центре плазмы и на периферии, чтобы охарактеризовать пространственную чувствительность детекторов, а также чувствительность к смещениям плазмы. Конечная цель калибровки — найти номинальный калибровочный коэффициент K_{Y_0} (н./отсч.) пропорциональности между скоростью счёта детекторов и номинального полного выхода нейтронов установки Y_0 (н./с). Значение номинального калибровочного коэффициента принято равным числу нейтронов стандартного источника на один отсчёт измерительного тракта. Геометрия и профиль интенсивности нейтронов стандартного источника соответствуют трёхмерной модели интенсивности нейтронного излучения DT-плазмы ИТЭР с термоядерной мощностью 500 МВт. Номинальные калибровочные коэффициенты для DD-плазмы рассчитываются также для стандартного источника нейтронов. Номинальные калибровочные коэффициенты для DD- и DT-плазмы различаются только значением энергии нейтронов источника.

Проверка расчётной модели переноса нейтронного излучения ИТЭР является другой целью калибровочной кампании. Вследствие ограниченности максимальной интенсивности излучения нейтронного генератора в ходе калибровки значение калибровочного коэффициента K_{Y_0} возможно будет определить лишь для наиболее чувствительных ИКД, работающих в счётном режиме. Остальные ИКД могут быть кросс-калиброваны во время работы установки по мере нарастания полного выхода нейтронов с использованием предварительно известных динамических диапазонов измерительных трактов [13]. Таким образом, будут получены все калибровочные коэффициенты ИКД. Мы можем представить выходные сигналы измерительных трактов ИКД из флукуационного, импульсно-флукуационного и токового режимов обработки сигналов в эквивалентных отсчётах в секунду. Каждый измерительный тракт систем будет линейаризован (величина сигнала пропорциональна количеству событий, происходящих в детекторе). В дальнейшем изложении мы будем рассматривать выходные сигналы всех измерительных трактов в размерности отсч./с.

САПР-модель конструкции, используемой для позиционирования генератора нейтронов внутри вакуумной камеры, показана на рис. 4.

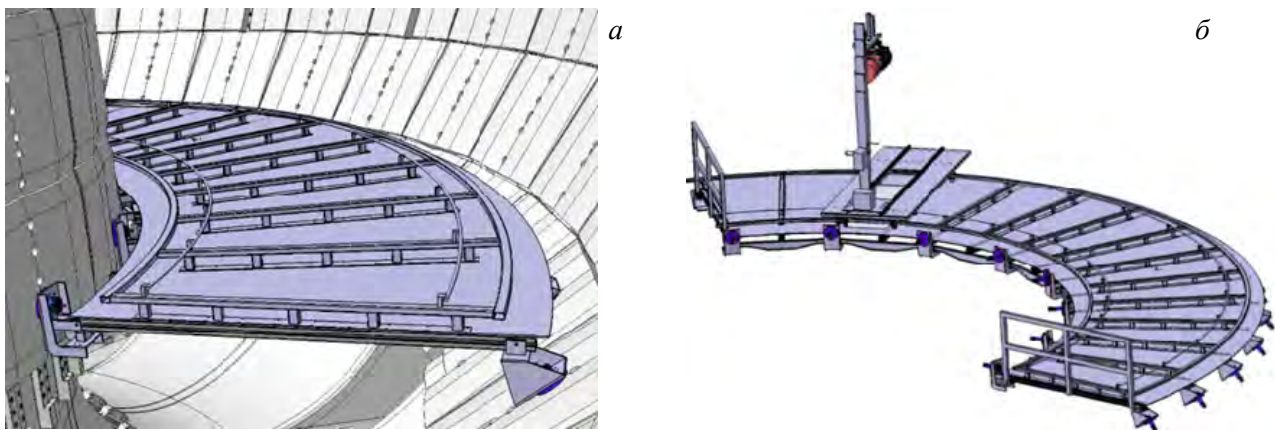


Рис. 4. САПР-модель рельс в вакуумной камере (а) и установленный на ней нейтронный генератор (б)

Измерения общего выхода нейтронов каждой ИКД могут быть представлены как $Y_n(t) = K_{Y_0}C(t)$, предполагая, что скорость счёта детекторов $C(t)$ (отсч./с) пропорциональна общему выходу нейтронов $Y_n(t)$ (н./с) детекторов и один отсчёт равен одному событию деления урана ИКД. Таким образом, значение $C(t)$ представляет собой сумму скоростей реакции деления, вызванных DD- и DT-нейтронами (см. рис. 1).

Термоядерная мощность P_f (Вт) DD- и DT-плазмы связана с полным выходом нейтронов $Y_n^{DD \text{ или } DT}$ (н./с) через теоретические коэффициенты $k_n^{DD \text{ или } DT}$ (Дж/н.):

$$P_f^{\text{tot}} = k^{DD} Y_n^{DD} + k^{DT} Y_n^{DT}. \quad (1)$$

Теоретический коэффициент k равен $1,17 \cdot 10^{-12}$ (Дж/н.) для DD-плазмы и $2,82 \cdot 10^{-12}$ Дж/н. для DT-реакций синтеза и является энергетическим выходом реакций синтеза на один образовавшийся нейтрон.

Значение полного выхода DD-нейтронов Y_n^{DD} в DT-сценарии ИТЭР с максимальной термоядерной мощностью 500 МВт (D:T = 1:1) пренебрежимо мало по сравнению с величиной Y_n^{DT} . Типичные значения отношения полных выходов нейтронов DD и DT Y_n^{DD}/Y_n^{DT} изменяются в диапазоне от ~10 до 20 для сценариев DD-плазмы, где ДМНП, МНП, МКД должны производить измерения. Моделирование измерений параметров DD-плазмы проводится в предположении, что Y_n^{DT} пренебрежимо мал по сравнению с величиной Y_n^{DD} .

Сделанные предположения описаны уравнениями для DD-плазмы

$$\tilde{P}_f^{DD}(t) = k^{DD} \tilde{Y}_n(t) = k^{DD} K_{Y_0^{DD}} C(t) \quad (2)$$

и для DT-плазма

$$\tilde{P}_f^{DT}(t) = k^{DT} \tilde{Y}_n(t) = k^{DT} K_{Y_0^{DT}} C(t), \quad (3)$$

которые используются для моделирования измерений термоядерной мощности P_f (Вт) с помощью мониторов термоядерных нейтронов ИТЭР.

В итоге в рамках принятой стратегии калибровки и принятых приближений калибровочных коэффициентов в ходе развития сценария DD-плазмы все сигналы детекторов диагностик интерпретируются как сигналы, вызванные только DD-нейтронами плазмы. Для сценария DT-плазмы — только DT-нейтронами плазмы. Данные предположения являются дополнительными источниками систематической погрешности измерений, величина которой исследована в следующем разделе.

Так как разработка алгоритмов обработки сигналов детекторов систем ещё не завершена, принято приближение, в котором влияние фоновых сигналов детекторов систем на измерения, вызванных фоновым излучением и шумами в измерительных трактах электроники, пренебрежимо мало. Данное влияние будет исследовано в будущих работах.

РЕЗУЛЬТАТЫ МОДЕЛИРОВАНИЯ ИЗМЕРЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ ПЛАЗМЫ

В данном разделе приведены результаты моделирования измерений полного выхода нейтронов и термоядерной мощности DD- и DT-плазмы ИТЭР мониторами нейтронов ДМНП, МНП и МКД. Моделирование измерений проведено в рамках описанной ранее стратегии калибровки с принятыми допущениями. Скорость реакции деления урана ИКД-мониторов моделировалась методом функции Грина радиационных полей [2]. Алгоритм моделирования процесса измерения параметров плазмы мониторами нейтронов ИТЭР приведён в работе [1]. На первом шаге алгоритма рассчитываются функции Грина скорости реакции деления урана ИКД-систем, вызванной DD- и DT-нейтронами. Далее для каждой конфигурации DD- или DT-плазмы вычисляется интеграл по объёму плазмы функции Грина и профиля эмиссии нейтронов для вычисления величины скорости реакции деления, как в работах [1—4]. Величина сигнала фильтруется и рассчитывается в соответствии с алгоритмом, приведённым в работе [1]. После чего в рамках принятой стратегии калибровки и допущений проводится интерпретация величины отфильтрованных сигналов для данного сценария плазмы.

Измерения полного выхода нейтронов и термоядерной мощности каждой ИКД по отдельности будут усреднены для каждой системы в ходе реального эксперимента для получения итоговой величины. В данной работе для усреднения используется метод средневзвешенного. Значения весовых коэффициентов усреднения обратно пропорциональны погрешности измерений. Только статистическая погрешность может быть оценена в ходе измерений, если рассматривать мониторы как независимые измерительные единицы. Уравнения независимых измерений полного выхода нейтронов Y_n или термоядерной мощности P_f с помощью мониторов методом средневзвешенного были приведены в работе [1]. Величина статистической погрешности измерений пропорциональна квадратному корню числа отсчётов за временное разрешение диагностик. Число отсчётов равно произведению скорости счёта в данном измерительном тракте детектора и временного разрешения диагностики. Каждое значение статистической погрешности измерений детекторами систем равно $1,96\sigma_{\text{stat}}$, чтобы учесть доверительную вероятность измерений величиной 95%. Все результаты величины статистической погрешности, приведённые в данном разделе, вычислены для доверительной вероятности 95%. Значение относительной статистической неопределённости

измерений оценивалось как $\delta\langle Y_n \rangle = \Delta\langle Y_n \rangle / \langle Y_n \rangle$ или $\delta\langle P_f \rangle = \Delta\langle P_f \rangle / \langle P_f \rangle$ также методом средневзвешенного. Значения $\Delta\langle Y_n \rangle$ и $\Delta\langle P_f \rangle$ являются абсолютными статистическими погрешностями. Относительная ошибка рассчитывалась как относительное отклонение измеренного значения монитора $\langle Y_n \rangle$ или $\langle P_f \rangle$ и реального значения величин Y_n или P_f из данных сценариев ИТЭР: $(\langle Y_n \rangle - Y_n) / Y_n$ или $(\langle P_f \rangle - P_f) / P_f$.

Результаты моделирования измерений полного выхода нейтронов Y_n и термоядерной мощности P_f мониторами для DD-плазмы показаны на рис. 5. Анализировались только DD-сценарии, в которых полный выход нейтронов $Y_n > 10^{14}$ н./с и термоядерная мощность $P_f > 100$ кВт, поэтому некоторые DD-сценарии опущены на приведённых рисунках. Для каждого DD-сценария номер сценария на горизонтальной оси соответствует номерам, приведённым в табл. 2 ($\langle Y_n \rangle - Y_n / Y_n$ или $\langle P_f \rangle - P_f / P_f$ связана с описанными предположениями (см. (2), (3)). Величина относительной ошибки измерения не превысит $\approx 5\%$ при реконструкции значений полного выхода нейтронов и около $\approx 10\%$ при реконструкции значений термоядерной мощности. Значение $\delta\langle Y_n \rangle$ не превысит 10% при измерениях полного выхода нейтронов с помощью мониторов для DD-сценариев плазмы. Там, где относительные статистические погрешности $\delta\langle Y_n \rangle$ и $\delta\langle P_f \rangle$ составляют менее 1%, одновременно работают от четырёх до 12 измерительных трактов.

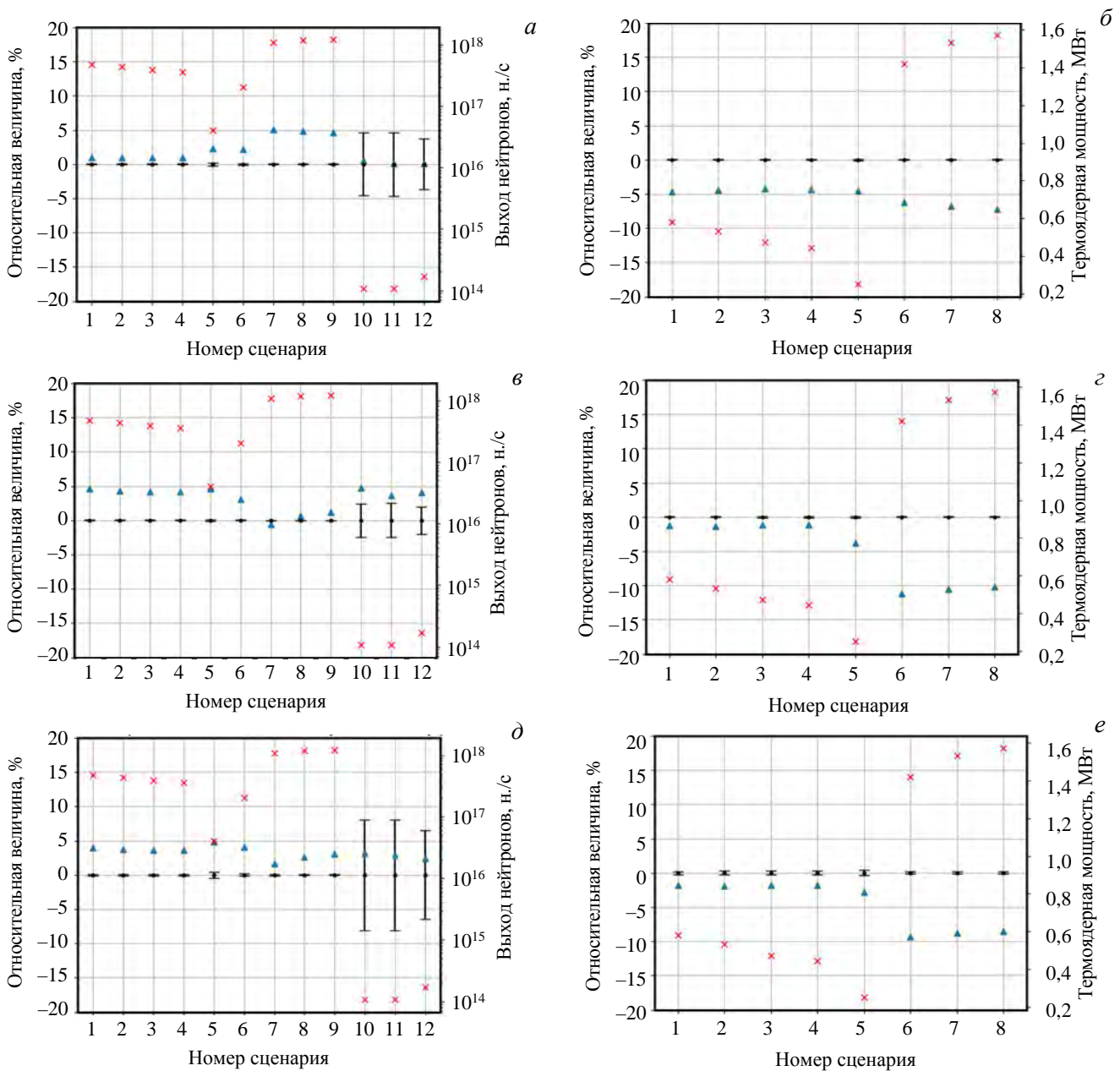


Рис. 5. Результаты моделирования измерений полного выхода нейтронов (а, в, д) и термоядерной мощности (б, г, е) мониторами нейтронного потока ДМНП (а, б), МНП (в, г) и МКД (д, е): \blacktriangle — относительная ошибка измерений E ; \blacklozenge — статистическая погрешность измерений σ_{stat} ; \times — истинное значение полного выхода нейтронов или термоядерной мощности

Результаты моделирования измерений термоядерной мощности средствами мониторов нейтронного потока для фазы подъема и спуска термоядерной мощности для DT-сценария плазмы ИТЭР (см. рис. 2) показаны на рис. 6. На фазе спуска DT-сценария плазмы ИТЭР наблюдается монотонное возрастание систематической погрешности измерений диагностикой ДМНП. Относительная погрешность измерений термоядерной мощности мониторами нейтронного потока не превышает требуемых 10% с учётом величины статистической погрешности.

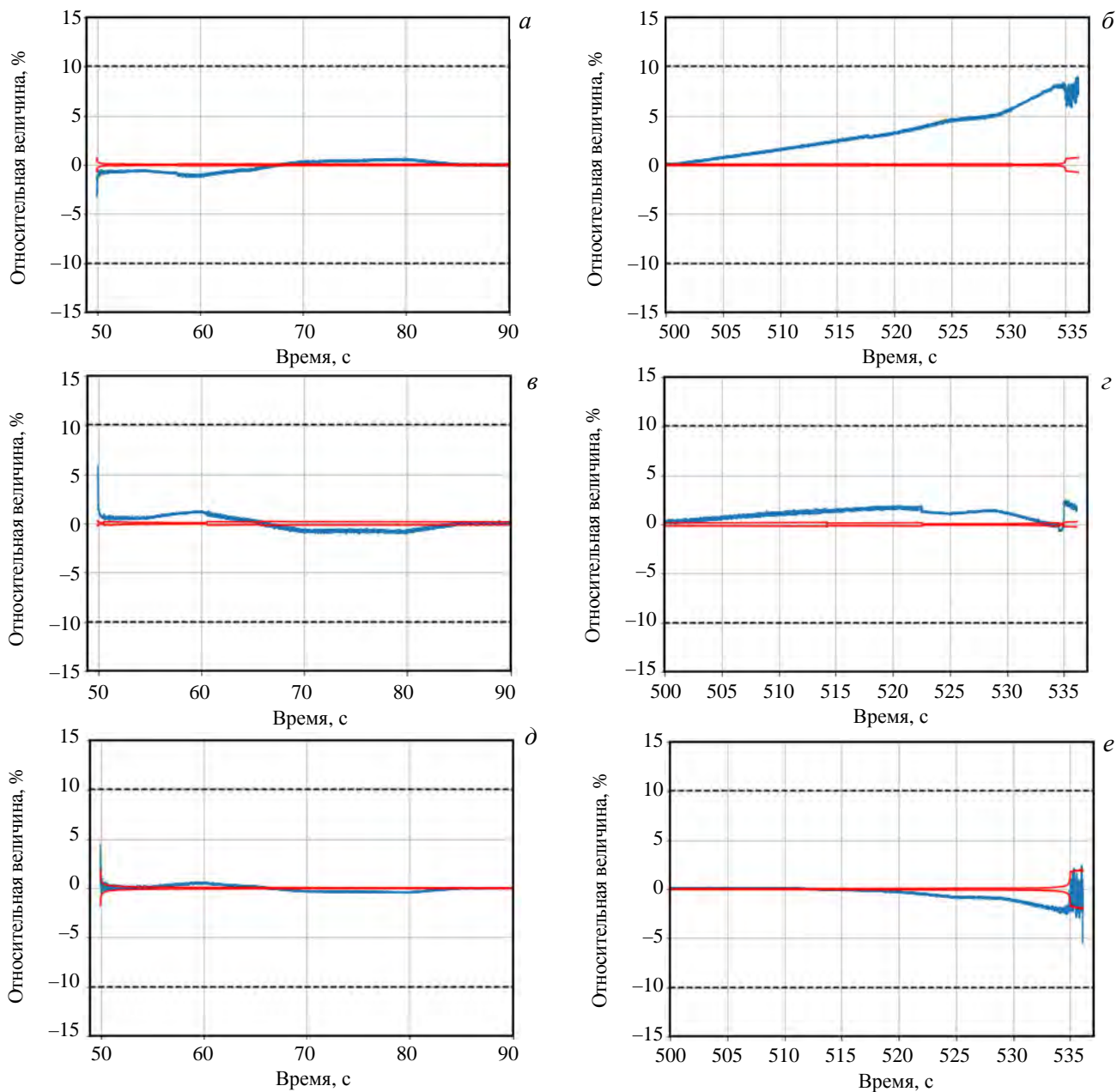


Рис. 6. Результаты моделирования измерений термоядерной мощности для фазы подъема (*a*, *в*, *д*) и спуска (*б*, *г*, *е*) мониторами нейтронного потока ДМНП (*a*, *б*), МНП (*в*, *г*) и МКД (*д*, *е*) для DT-сценария развития плазмы ИТЭР: относительная ошибка измерений (—), относительная статистическая погрешность измерений (—) и требуемые пределы относительной погрешности измерений (----)

На стадии спуска термоядерной мощности происходит изменение положения магнитной оси плазмы — центра плазмы в RZ -координатах (см. рис. 2, *б*). Для компенсации чувствительности измерений ДМНП к вертикальному смещению плазмы, показанному на рис. 6, *б*, исследованы два подхода:

- использование данных о положении центра плазмы для коррекции калибровочного коэффициента;
- объединение показаний мониторов нейтронного потока в единый измерительный комплекс.

Ошибка измерений диагностикой МКД и МНП практически не зависит от вертикального смещения плазмы, а определяется, главным образом, изменением пикированности профиля эмиссии нейтронов в сравнении с номинальным источником нейтронов. Так, МНП расположен в экваториальном порте —

напротив центра эмиссии нейтронов, и его измерения чувствительны больше к горизонтальному смещению источника. При измерениях средствами МКД систематические ошибки измерений верхней и нижней подсистем компенсируют друг друга.

Малость статистической погрешности измерений достигается наличием одновременно работающих измерительных трактов различных подсистем мониторов.

Коррекция калибровочного коэффициента K_{Y_0} для диагностики ДМНП подбиралась таким образом, чтобы минимизировать влияние положения плазменного шнура на измерения детекторов ДМНП. Формула расчёта уточнённого калибровочного коэффициента K_Y (н./отсч.)

$$K_Y(t) = \frac{1}{2} \frac{K_{Y_0}}{K^r(R_0, Z_0)} (K^r(R(t), Z(t)) + K^r(R_0, Z_0)). \quad (4)$$

В данном уравнении введена функция $K^r(R(t), Z(t))$ (н./отсч.), где $R(t), Z(t)$ — горизонтальная и вертикальная координата центра плазмы в данный момент времени. Значение K^r равно отношению выхода нейтронов кольцевого источника нейтронов $Y^r(R(t), Z(t))$ (н./с), расположенного в положении $R(t), Z(t)$, к соответствующей скорости счёта на детекторе $C^r(R(t), Z(t))$ (отсч./с): $K^r(R(t), Z(t)) = Y^r(R(t), Z(t))/C^r(R(t), Z(t))$. Величины Y^r и C^r могут быть получены экспериментально в ходе калибровки детекторов или на основании нейтронно-физического анализа верифицированной радиационно-транспортной модели токамака ИТЭР. Координаты R_0, Z_0 соответствуют координатам положения стандартного источника нейтронов.

Необходимо отметить, что в ходе эксперимента измерения термоядерной мощности мониторами потока термоядерных нейтронов будут независимы друг от друга и от других диагностик (диагностик измерения нейтронного профиля, магнитных диагностик, спектрометров нейтронов). Однако сравнительный анализ измерений и/или учёт измеренных параметров горения плазмы другими системами возможен на уровне системы управления плазмой [16]. Также данные измерений параметров плазмы можно использовать для реконструкции уточнённого значения термоядерной мощности и полного потока нейтронов термоядерной плазмы ИТЭР после проведения эксперимента.

На рис. 7 показаны результаты моделирования измерения термоядерной мощности нейтронов диагностикой ДМНП для фазы подъёма и спуска термоядерной мощности DT-сценария плазмы ИТЭР с ис-

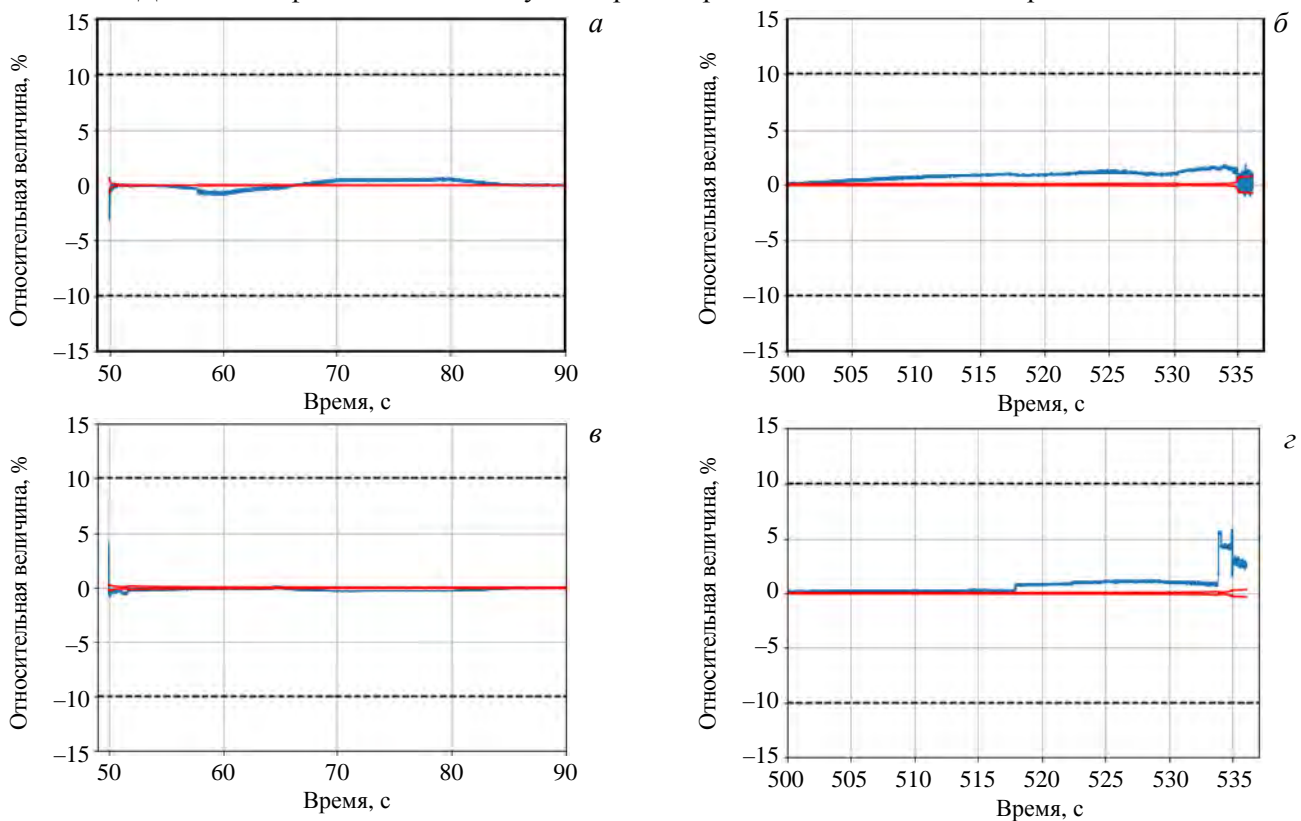


Рис. 7. Результаты моделирования измерений термоядерной мощности для фазы подъёма (а, в) и спуска (б, з) монитором нейтронного потока ДМНП с коррекцией на положение источника (а, б) и всеми мониторами нейтронов как единой измерительной системы (в, з) для DT-сценария развития плазмы ИТЭР: относительная ошибка измерений (—), статистическая погрешность измерений (—) и требуемые пределы погрешности измерений (-----)

пользованием коррекции калибровочного коэффициента на положение источника (см. (4)) и измерения термоядерной мощности средствами трёх мониторов как единой измерительной системы. Удалось достичь уменьшения зависимости показаний ДМНП от вертикального смещения плазмы — основного источника систематической погрешности измерений ДМНП на фазе спуска термоядерной мощности DT-сценария плазмы ИТЭР (см. рис. 7, а, б). Объединение мониторов в единую измерительную систему позволит минимизировать статистическую погрешность измерений и зависимость измерений от изменения пикированности профиля эмиссии нейтронов (см. рис. 7, в), однако разнонаправленный характер поведения систематической погрешности измерений мониторами (см. рис. 6) может привести к нежелательному росту систематической погрешности (см. рис. 7, г с 533-й секунды).

ОЦЕНКА ДОПУСТИМОЙ ПОГРЕШНОСТИ КАЛИБРОВКИ

Одним из главных источников погрешности при измерениях параметров плазмы диагностик является погрешность калибровки детекторов систем. На данном этапе развития проекта невозможно учесть в физико-математической модели диагностик и предсказать все эффекты, влияющие на измерения. Однако, учитывая концепцию калибровки, требования к погрешности A (см. табл. 1), результаты моделирования относительной ошибки измерений E и статистической погрешности σ_{stat} (см. рис. 5, 6), можно оценить допустимую величину погрешности калибровки δ .

Для оценки допустимой погрешности калибровки детекторов мониторов потока термоядерных нейтронов ДМНП, МНП и МКД можно воспользоваться уравнением

$$\delta = \sqrt{A^2 - \max\{\sigma_{\text{stat}}^2 + E^2\}}, \quad (5)$$

где фигурными скобками обозначено числовое множество сумм квадратов относительной статистической погрешности и относительной ошибки измерений, значения которых получены при моделировании измерений. Для сценариев DD-плазмы ИТЭР числовое множество соответствует различным конфигурациям источника нейтронов, для базового сценария DT-плазмы — различным моментам во времени.

В табл. 3 представлены результаты оценки допустимой погрешности калибровки мониторов потоков термоядерных нейтронов токамака ИТЭР. Значения погрешности калибровки посчитаны для двух конфигураций плазмы:

— для номинального источника нейтронов — DT-плазмы базового сценария плазмы ИТЭР, термоядерная мощность которой достигла 500 МВт:

— для конфигурации плазмы, где сумма квадратов относительной статистической погрешности и относительной ошибки измерений максимальна (см. (5)) — строка «наихудшая конфигурация источника» в табл. 3.

Т а б л и ц а 3. Оценка максимальной погрешности калибровки мониторов ИТЭР

Монитор	ДМНП		МНП		МКД	
	DD	DT	DD	DT	DD	DT
Сценарий плазмы	DD	DT	DD	DT	DD	DT
Требуемая погрешность A измерений, %	20	10	20	10	20	10
Погрешность калибровки A , %:						
номинальный источник	18,7	9,9	17,3	9,9	17,9	9,9
наихудшая конфигурация источника	18,7	4,2	16,7	8,3	17,3	9,4

Консервативная оценка максимального значения погрешности калибровки, приведённая в табл. 3, может быть использована для планирования и оптимизации калибровочной кампании детекторов мониторов термоядерных нейтронов токамака ИТЭР. Время облучения генератором нейтронов детекторов систем будет выбрано таким, чтобы минимизировать величину статистической погрешности калибровочного коэффициента. Для наилучшей конфигурации плазмы DT-сценария и детекторов ДМНП погрешность не должна превышать величину $\approx 4\%$. По предварительным оценкам, проведённым Международной организацией ИТЭР, для ИКД ДМНП с 500 мг ^{235}U такая величина статистической погрешности может быть достигнута за время экспозиции 50 ч, если мишень DT-нейтронного генератора расположить в центральной позиции плазменного шнура. В настоящее время детальный план калибровки нейтронных диагностик разрабатывается Международной организацией ИТЭР.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведено моделирование измерений полного выхода нейтронов и термоядерной мощности DD- и DT-сценариев плазмы ИТЭР мониторами потока термоядерных нейтронов ДМНП, МНП и МКД.

Оценены систематическая ошибка и статистическая погрешность измерений. В рамках описанной концепции калибровки систем определена чувствительность измерений к изменению различных параметров плазмы ИТЭР как источника нейтронов.

Конструкции ДМНП, МНП и МКД удовлетворяют требованиям к точности реконструкции измеряемых параметров (с доверительной вероятностью 95%) с учётом флуктуаций профиля эмиссии нейтронов, геометрии плазмы.

Выявлена существенная чувствительность измерений диагностикой ДМНП к вертикальному смещению плазмы. Для минимизации влияния данного эффекта на измерения детекторов рекомендуется использовать информацию о положении плазмы, которая может быть предоставлена диагностиками профиля эмиссии нейтронов (вертикальная нейтронная камера [17] и радиальная нейтронная камера [18]).

Объединение мониторов потока термоядерных нейтронов в единую измерительную систему позволит минимизировать статистическую погрешность и систематическую ошибку измерений, связанную с изменением профиля эмиссии нейтронов, однако разнонаправленный характер чувствительности измерений систем к вертикальному смещению плазмы может привести к необоснованному росту систематической погрешности.

По нашим оценкам, величина систематической ошибки измерений термоядерной мощности системой мониторов нейтронного потока не превысит $\approx 6\%$.

Оценена максимальная величина погрешности калибровки систем для различных конфигураций плазмы ИТЭР. Данная величина погрешности может быть обеспечена для рассмотренных диагностик за разумный период времени в ходе калибровочной кампании ИТЭР.

На момент написания данной статьи продолжается разработка алгоритмов обработки сигналов детекторов мониторов термоядерных нейтронов. В различных мониторах термоядерных нейтронов планируется реализация различных подходов учёта фонового сигнала. В продолжение данной работы планируется исследовать зависимость погрешности измерений термоядерной мощности мониторами с учётом влияния на измерения фоновых сигналов (шум электроники, влияние на измерения фонового излучения) и алгоритмов обработки сигналов.

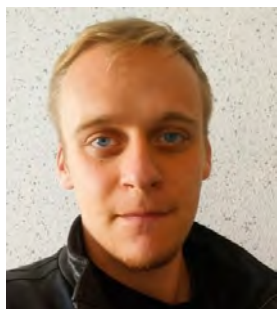
Авторы статьи выражают благодарность сотрудникам Международной организации ИТЭР (Сен-Поль-ле-Дюранс, Франция) и, в особенности, А.Р. Полевому за предоставленные данные сценариев плазмы ИТЭР, помощь при выполнении расчётов и обстоятельные обсуждения результатов.

Работа выполнена в рамках государственного контракта между Частным учреждением «ИТЭР-Центр» и Государственной корпорацией по атомной энергии «Росатом» № Н.4а.241.19.22.1123 от 14 февраля 2022 г. «Разработка, опытное изготовление, испытание и подготовка к поставке специального оборудования в обеспечение выполнения российских обязательств по проекту ИТЭР в 2022 году».

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Kovalev A.O. et al.** Simulations of fusion power measurements by monitors of neutron flux in evolving ITER plasma. — *J. Fusion Energ.*, 2020, vol. 39, p. 40—52; <https://doi.org/10.1007/s10894-020-00232-x>.
2. **Polevoi A.R. et al.** Fast simulation of local radiation fields for synthetic diagnostics. — In: 45th EPS Conference on Plasma Physics. Prague, Czech Republic, 2—6 July 2018; <http://ocs.ciemat.es/EPS2018PAP/pdf/P4.1009.pdf>.
3. **Ковалёв А.О. и др.** Оценка влияния динамики параметров плазмы ИТЭР на показания радиометра нейтронного потока. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 2019, т. 42, вып. 3, с. 64.
4. **Ковалев А.О. и др.** Анализ радиационных условий работы диагностики ДМНП ИТЭР. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 2021, т. 43, вып. 1, с. 18.
5. **Kaschuck Yu.A. et al.** Divertor neutron flux monitor: conceptual design and calibration. — *AIP Conf. Proc.*, 2008, vol. 988, p. 303.
6. **Yang J. et al.** Fusion neutron flux monitor for ITER. — *Plasma Science and Technology*, 2008, vol. 10, p. 141.
7. **Nishitani T. et al.** In-vessel neutron monitor using micro fission chambers for ITER. — In: Stott P.E., Gorini G., Prandoni P., Sindoni E. (eds). *Diagnostics for Experimental Thermonuclear Fusion Reactors 2*. — Boston: Springer, MA, 1998; https://doi.org/10.1007/978-1-4615-5353-3_60.

8. **Polevoi A.R. et al.** Assessment of neutron emission from DD to DT operation of ITER. — In: 42th EPS Conference on Plasma Physics. Lisbon, Portugal, 22—26 June 2015; <http://ocs.ciemat.es/EPS2015PAP/pdf/P4.126.pdf>.
9. **Khayrutdinov R.R. et al.** An open architecture version of the DINA 1.5D simulation code. — In: 30th EPS Conference on Contr. Fusion and Plasma Phys. St. Petersburg, 7—11 July 2003, ECA, vol. 27A, P-3.163.
10. **Imbeaux F. et al.** Design and first applications of the ITER integrated modelling & analysis suite. — Nucl. Fusion, 2015, vol. 55, p. 123006.
11. **Krasilnikov A.V. et al.** Status of ITER neutron diagnostic development. — Nucl. Fusion, 2005, vol. 45 p. 1503; <https://doi.org/10.1088/0029-5515/45/12/005>.
12. **Hayashi T. et al.** Absolute calibration of microfission chamber in JT-60U. — Review of Scientific Instruments. 2008. vol. 79, 10E506; <https://doi.org/10.1063/1.2968709>.
13. **Martazov E.S. et al.** Data acquisition system prototype of the ITER diagnostic divertor neutron flux monitor testing at research nuclear facilities. — EPJ Web Conf., 2021, vol. 253, p. 03003; doi: <https://doi.org/10.1051/epjconf/202125303003>.
14. **Борисов А.А., Дерябина Н.А., Марковский Д.В.** Калибровка нейтронных мониторов мгновенной мощности ИТЭР. Постановка задачи и расчёты модели реактора с точечными источниками нейтронов 14 МэВ. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2015, т. 38, вып. 3, с. 31—48.
15. **Сыромуков С.В. и др.** Генератор нейтронов НГ-24 для ядерной медицины и термоядерных исследований. — Атомная энергия, 2015, т. 119, вып. 1.
16. **Snipes J.A. et al.** ITER plasma control system final design and preparation for first plasma. — Nucl. Fusion, 2021, vol. 61, p. 106036.
17. **Bertalot L. et al.** Concept design and integration aspects of ITER vertical neutron camera. — In: First EPS Conference on Plasma Diagnostics (1st ECPD). Villa Mondragone, Frascati (Rome), Italy, 14—17 April 2015.
18. **Bertalot L. et al.** Concept design and integration aspects of ITER radial neutron camera. — In: 27th Symposium on Fusion Technology (SOFT 2012). At Liege, Belgium; doi: 10.22323/1.240.0090.



Андрей Олегович Ковалев, н.с.; Частное учреждение «ИТЭР-Центр», 123060 Москва, ул. Расплетина 11, корп. 2, Россия
A.Kovalev@iterrf.ru



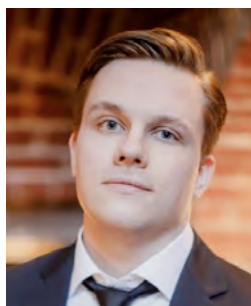
Роман Николаевич Родионов, с.н.с.; Частное учреждение «ИТЭР-Центр», 123060 Москва, ул. Расплетина 11, корп. 2, Россия
R.Rodionov@iterrf.ru



Вячеслав Анатольевич Воробьев, с.н.с.; Частное учреждение «ИТЭР-Центр», 123060 Москва, ул. Расплетина 11, корп. 2, Россия
V.Vorobiov@iterrf.ru



Дмитрий Владиславович Портнов, начальник сектора; Частное учреждение «ИТЭР-Центр», 123060 Москва, ул. Расплетина 11, корп. 2, Россия
D.Portnov@iterrf.ru



Тимофей Михайлович Кормилицын, начальник сектора; Частное учреждение «ИТЭР-Центр», 123060 Москва, ул. Расплетина 11, корп. 2, Россия
T.Kormilitsyn@iterrf.ru



Юлия Геннадьевна Высоких, конструктор; Частное учреждение «ИТЭР-Центр», 123060 Москва, ул. Расплетина 11, корп. 2, Россия
J.Vysokih@iterrf.ru



Сергей Юрьевич Обудовский, ведущий специалист; Частное учреждение «ИТЭР-Центр», 123060 Москва, ул. Расплетина 11, корп. 2, Россия
S.Obudovskiy@iterrf.ru



Юрий Анатольевич Кашчук, к.ф.-м.н., начальник отдела; Частное учреждение «ИТЭР-Центр», 123060 Москва, ул. Расплетина 11, корп. 2, Россия
Y.Kashchuk@iterrf.ru

Статья поступила в редакцию 26 ноября 2022 г.

После доработки 5 января 2023 г.

Принята к публикации 11 января 2023 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2023, т. 46, вып. 1, с. 64—75.

УДК 533.9.07

УЛЬТРАЗВУКОВОЙ ИНЖЕКТОР ЛИТИЕВЫХ МИКРОКАПЕЛЬ И ЕГО ПЕРВЫЕ ИСПЫТАНИЯ НА ТОКАМАКЕ Т-11М

*А.В. Вертков¹, М.Ю. Жарков¹, А.В. Курячий¹,
А.С. Джурик², Я.А. Васина², В.Б. Лазарев², Н.В. Лешов², С.В. Мирнов²*

¹АО «Красная Звезда», Москва, Россия

²АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Москва, Троицк, Россия

В работе представлены результаты разработки литиевого инжектора для токамака Т-11М на основе ультразвукового метода генерации микрокапель. Приводится физическое обоснование исходных данных для проектирования инжектора мелкодисперсного лития для токамака. Представлены результаты экспериментов и методики определения параметров инжектора в стендовых условиях и в условиях плазменного разряда в камере токамака Т-11М. Показано, что созданная конструкция литиевого инжектора позволяет генерировать поток микрокапель лития с усреднённым диаметром 80 мкм и средней скоростью 5–8 м/с при производительности 12–15 мг/с. Изучены технологические особенности использования ультразвукового инжектора в условиях токамака, связанные с синхронизацией запуска инжектора с плазменным разрядом токамака и влияния чистоты поверхности лития на параметры потока частиц.

Ключевые слова: инжектор, микрокапли, жидкий литий, ультразвук, токамак.

ULTRASONIC INJECTOR OF LITHIUM MICRODROPS AND ITS FIRST TESTS AT T-11M TOKAMAK

*A.V. Vertkov¹, M.Yu. Zharkov¹, A.V. Kuryachiy¹,
A.S. Djurik², Ya.A. Vasina², V.B. Lazarev², N.V. Leshov², S.V. Mirnov²*

¹JSR «Red Star», Moscow, Russia

²JC «SSC RF «TRINITI», Moscow, Troitsk, Russia

This work presents the results of the lithium microdrops injector development for T-11M tokamak based on the ultrasonic method. The physical basis for the injector design is given. The injector has been tested in a laboratory facility and in T-11M plasma discharge. The results of the experiments and methods for determining the injector parameters are presented. It was shown that the lithium injector allows producing lithium microdrops flow with follow parameters: average drops diameter is about 80 micrometers, average drops velocity is near 5-8 m/s, and the injector productivity is in range 12-15 mg/s. The technological features of the ultrasonic lithium injector related to synchronization of the injector launch with the plasma discharge and the effect of the injector lithium surface purity on the particles flow parameters were.

Key words: injector, microdrops, liquid lithium, ultrasound, tokamak.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-46-1-76-85

ВВЕДЕНИЕ

Инжекция мелкодисперсного лития в периферийную плазму токамака является одним из способов улучшить параметры плазменного разряда за счёт литиизации вакуумной камеры токамака, существенного уменьшения рециклинга рабочего газа (водорода/дейтерия) с первой стенки и существенного снижения других более «тяжёлых» примесей с более высоким зарядом ядра Z [1–4].

Впервые способ литиизации инжектором был успешно применён на большом токамаке TFTR с помощью системы лазерной инъекции микрокапель лития DOLLOP [1–3]. В результате были получены рекордные параметры по нейтронному выходу DT-реакции. На токамаке TFTR для инъекции лития использовался инжектор производительностью до 20 мг/с на основе твёрдой литиевой мишени, облучаемой мощным импульсным YAG-лазером в импульсном режиме.

В настоящее время разработаны и реализованы несколько типов газодинамических и механических инжекторов литиевых частиц. Большая группа инжекторов основана на вводе специально приготовленных гранул лития с пассивирующим покрытием на поверхности посредством потока инертного газа [5], пневматического разгона контейнера с гранулами [6], механического ударного ускорителя частиц [7]. Основным недостатком таких инжекторов, помимо отрицательного влияния разгоняющего газа на разряд, является внесение в плазму компонентов защитного покрытия гранул. Такие системы конструктив-

но сложны, подача частиц в них недостаточно хорошо контролируется. Кроме того, требуется специальная технология получения и пассивирования литиевых частиц.

Формирование капель при распаде инжектируемой в камеру токамака струи жидкого лития [8] решает проблему загрязнения сторонними примесями, однако размер частиц, количество и траектория введения не поддаются уверенному контролю.

Представленные системы инъекции сложны по конструкции и имеют высокую инерционность, что ограничивает их применение. Кроме того, в большинстве случаев ввод частиц возможен только в направлении силы тяжести, а их размеры близки к 1 мм.

В данной статье представлены описание конструкции и результаты тестирования ультразвукового инжектора мелкодисперсного лития. Инжектор, основанный на этой технологии, при всей простоте конструкции обеспечивает создание потока литиевых частиц непосредственно в камере токамака, объединяя в себе формирователь и ускоритель частиц жидкого лития.

Цели работ по инжектору лития заключались, во-первых, в проверке правильности принципа работы и инженерных решений инжектора и, во-вторых, в изучении особенности работы инжектора в условиях токамака. Также было необходимо определить три основные характеристики инжектируемого потока: средний размер капель, величину среднего потока лития (мг/с) и среднюю скорость капель лития.

Такой инжектор разработан и создан в АО «Красная Звезда» для экспериментальных исследований на токамаке T-11M в рамках работ по договору с АО «Наука и инновации», затем изучался в рамках контрактов с Госкорпорацией «Росатом».

ФИЗИЧЕСКОЕ ОБОСНОВАНИЕ И КОНСТРУКЦИЯ УЛЬТРАЗВУКОВОГО ИНЖЕКТОРА ЛИТИЯ

В основе рассматриваемой конструкции инжектора жидкого лития лежит механизм образования мелкодисперсных капель на вершинах капиллярных волн, возникающих на жидкой поверхности при ультразвуковых (УЗ) колебаниях подложки под слоем распыляемого расплава [9]. Причём капли отрываются и движутся перпендикулярно поверхности. Распыление начинается при достижении пороговых значений амплитуды колебаний A_n , определяемой выражением

$$A_n = 4\nu/(f\lambda_k), \quad (1)$$

где ν — коэффициент кинематической вязкости жидкости; f — частота возбуждающих колебаний; λ_k — длина капиллярной волны. Причём эффективное распыление наблюдается при амплитуде УЗ-колебаний $A > 4A_n$. Длина капиллярной волны определяется выражением

$$\lambda_k = (8\pi\sigma/\rho f^2)^{1/3}, \quad (2)$$

где σ и ρ — коэффициент поверхностного натяжения и плотность жидкости соответственно. В соответствии с расчётными оценками по выражению (1) величина амплитуды УЗ-колебаний для эффективного распыления лития должна превышать 2 мкм.

Экспериментальные результаты по распылению показали [8, 9], что между средним диаметром образующихся капель D и длиной капиллярных волн λ_k , а следовательно, и частотой колебаний существует постоянное соотношение

$$D = \alpha\lambda_k, \quad (3)$$

где величина коэффициента α для жидкостей в широком интервале плотности и вязкости близка к 0,3—0,4. Зависимость среднего диаметра капель жидкости от частоты показана на рис. 1 [10].

Имея в виду, что проникновение капель лития в плазменный шнур должно ограничиваться периферией, используем результаты расчётной оценки глубины проникновения капель в шнур в зависимости от их размера и скорости, приве-

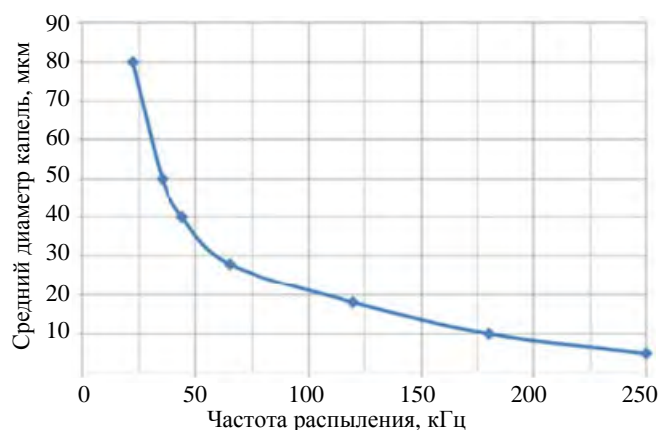


Рис. 1. Зависимость среднего диаметра капель от частоты распыления [10]

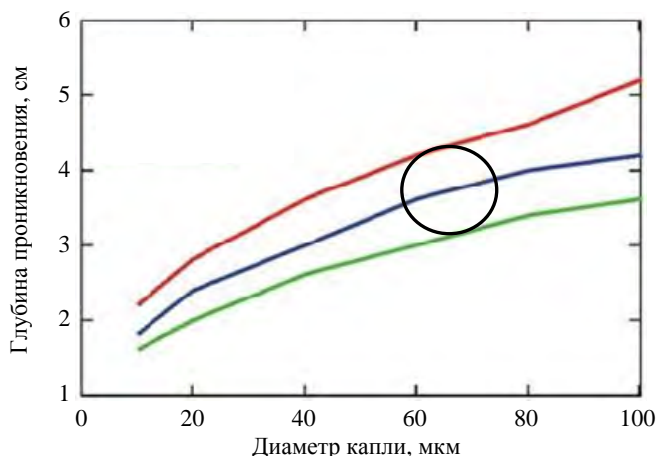


Рис. 2. Глубина проникновения капель лития в зависимости от их диаметра и скорости для плазмы T-10 [11], V_{droplet} равно: — 20, — 10, — 5 м/с; \circ — область расчётных параметров инжектора

ной разработке для тестирования на токамаке T-11M.

Скорость инъекции капель и производительность инжектора расчётным путём определить сложно вследствие неопределённости величины ряда коэффициентов, входящих в расчётные выражения. Поэтому указанные параметры были определены экспериментально сначала в вакуумном стенде (АО «Красная Звезда»), а затем в плазменных условиях на токамаке T-11M (АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ»).

Производительность УЗ-инжектора пропорциональна площади распыляющей поверхности и обратно пропорциональна частоте колебаний [12]:

$$\Pi \sim S_{\text{изл}}/f, \tag{4}$$

где $S_{\text{изл}}$ — площадь распыляющей поверхности.

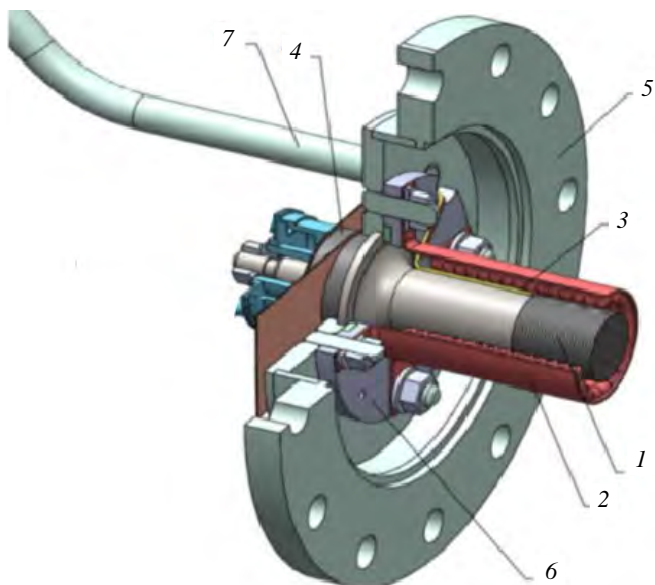


Рис. 3. Схема ультразвукового литиевого инжектора токамака T-11M: 1 — колебательная система; 2 — нагреватель; 3 — термометр термопарный; 4 — пьезокерамический элемент; 5 — корпус инжектора; 6 — прижимной фланец с герметизирующей прокладкой; 7 — вакуумный ввод термопары и нагревателя

дённые на рис. 2 [11], чтобы оценить приемлемую величину капель хотя бы приблизительно. Например, при параметрах плазмы, близких к параметрам разряда токамака T-10, и скорости капля в интервале 5—20 м/с приемлемая глубина проникновения 3—4 см будет достигаться при размере капли 80—100 мкм. Такой размер в соответствии с рис. 1 и по расчётам для лития в соответствии с выражением (3) обеспечивается УЗ-колебаниями с частотой 20—25 кГц.

Повышение частоты распыления ведёт к уменьшению производительности инжектора (см. выражение (4)) и глубины проникновения частиц в плазму.

На рис. 2 показана область параметров инжектора, которых предполагалось достичь в дан-

Разработанный литиевый ультразвуковой инжектор для токамака T-11M построен по схеме резонансной колебательной системы Ланжевена. Схема конструкции такого ультразвукового инжектора литиевых капель, которая обеспечивает требуемые параметры инъекции, показана на рис. 3. В основе конструкции лежит резонансная колебательная система (1), которая герметично крепится с помощью прижимного фланца (6) и прокладок к основному корпусу инжектора (5) на крышке порта вакуумной камеры токамака. Нагрев и поддержание температуры лития выше температуры плавления осуществляется электрическим нагревателем (2). Запас жидкого лития, необходимый для экспериментальной кампании, расположен во внутренней питающей полости колебательной системы и поступает на распыляющую торцевую поверхность, которая расположена в вакуумной камере токамака. Сила поверхностного натяжения лития на смоченной распыляющей поверхности инжектора позволяет исключить пролив запаса лития при любой ориентации оси инжектора относительно силы тяжести. Формирование капель жидкого лития и их ускорение происходит непосредственно на распыляющей поверх-

формирование капель жидкого лития и их ускорение происходит непосредственно на распыляющей поверх-

ности под действием УЗ-колебаний. Возбуждение колебаний в инжекторе осуществляется пьезокерамическими элементами (4), питающимися от высоковольтного УЗ-генератора.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПАРАМЕТРОВ ЛИТИЕВОГО ИНЖЕКТОРА В ВАКУУМНОМ СТЕНДЕ

Перед началом испытаний производилось заполнение литием внутренней питающей полости инжектора, которое осуществлялось путём выдержки колебательной системы в контейнере с жидким литием в вакууме при давлении остаточных газов $3 \cdot 10^{-3}$ Па. Количество заправленного лития определялось взвешиванием концентратора до и после заполнения. Полное количество заправленного лития составило $4,6 \pm 0,1$ г.

Электрический нагреватель позволял задавать температуру питающей ёмкости и распыляющей поверхности инжектора в интервале 20—400 °С. Температура лития в ёмкости измерялась и поддерживалась с точностью ± 1 °С при помощи кабельного термоэлектрического термометра типа ТХА в комплексе с пропорционально-интегральным регулятором ТРМ 138.

Определение рабочих параметров литиевого инжектора проводилось в условиях вакуумного лабораторного стенда при давлении остаточных газов $3 \cdot 10^{-4}$ Па и температуре инжектора 300 °С. Положение инжектора в пространстве соответствовало его горизонтальному расположению в токамаке Т-11М. Фотография инжектора, размещённого в вакуумной камере экспериментального стенда в процессе испытаний, и мишенного узла в виде барабана показана на рис. 4.

Определение размера капель распылённого лития и производительности инжектора выполнялось с помощью съёмных мишеней-уловителей диаметром 60 мм, изготовленных из фольги нержавеющей стали и расположенных на мишенном узле (барабане) перпендикулярно оси инжектора на расстоянии 60 мм от распыляющей поверхности. Вращающийся барабан с установленными съёмными мишенями позволил произвести шесть циклов измерения при одной серии испытаний. Продолжительность облучения одной мишени потоком распылённых капель лития T составляла 10 с. Всего было проведено две серии испытаний общей продолжительностью 120 с. Следует отметить, что в результате первого запуска инжектора в условиях вакуумного стенда происходила полная очистка поверхности распыления от продуктов взаимодействия лития с атмосферой, возникших за время установки инжектора в камеру и откачки. Поверхность становилась зеркально блестящей. Это также наблюдали при извлечении инжектора из токамака (см. рис. 7).

После завершения серии испытаний мишени извлекали из вакуумной камеры и определяли величину изменения их веса на аналитических весах типа АДВ-200 с точностью $\pm 0,0001$ г. Производительность инжектора Π_i для i -го пуска определялась в соответствии с выражением

$$\Pi_i = (M_i - M_{i0})/T, \quad (5)$$

где M_i — вес i -й мишени после испытания; M_{i0} — исходный вес i -й мишени; T — время облучения. Усреднённая величина производительности при работе инжектора в двух сериях испытаний находилась приблизительно на одном уровне и составила $0,022 \pm 0,003$ г/с. Исключением был первый запуск инжектора, когда производительность равнялась 0,032 г/с, что, видимо, связано с наличием избытка лития на распыляющей поверхности до первого пуска.

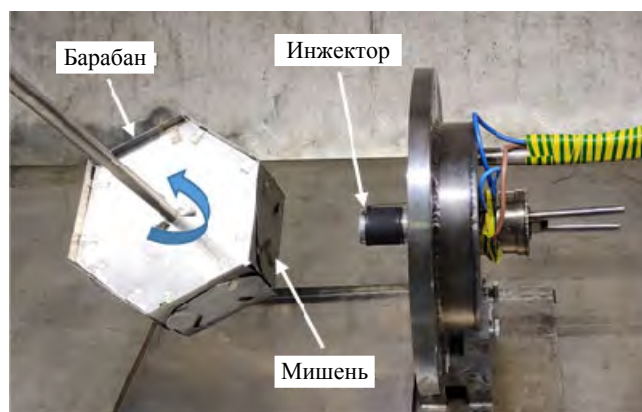


Рис. 4. Испытание литиевого инжектора в условиях вакуумного стенда

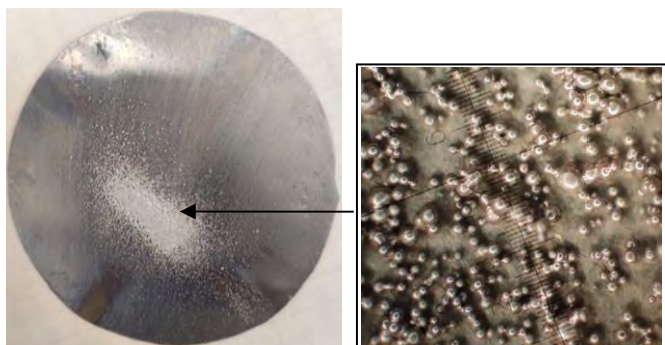


Рис. 5. Вид мишени-уловителя после облучения потоком микрокапель лития из ультразвукового инжектора в течение 10 с

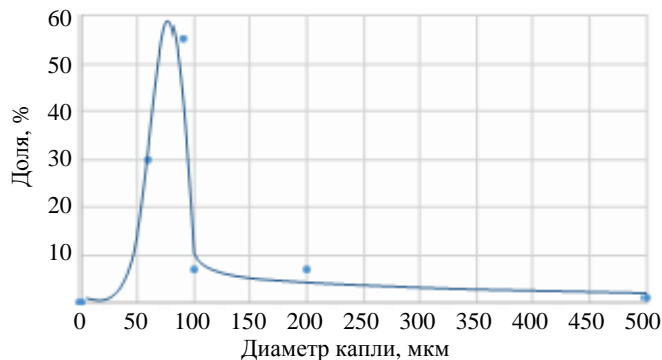


Рис. 6. Распределение капель лития по размерам

Вид поверхности мишени-уловителя после облучения потоком капель лития в течение 10 с показан на рис. 5.

Измерение диаметра капель производилось на поверхности мишени-уловителя с помощью оптического микроскопа ПМТ-3 с точностью ± 1 мкм. Распределение капель по размерам определялось на выборке из 100 капель. Полученное распределение капель по размерам показано на рис. 6. Как следует из полученного результата, подавляющее количество капель имеет средний размер около 80 мкм.

Направление потока капель относительно оси инжектора определялось в эксперименте с цилиндрическим сетчатым уловителем, ось которого параллельна оси инжектора. Исследование внутренней поверхности цилиндра позволило заключить, что более 95% капель имеет направление движения, параллельное оси инжектора.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПАРАМЕТРОВ ЛИТИЕВОГО ИНЖЕКТОРА В ПЛАЗМЕ ТОКАМАКА

Инжектор лития на вакуумном фланце (рис. 7, а) был установлен в экваториальном патрубке камеры токамака с внешней стороны (рис. 7, б).

Расположение инжектора лития в камере токамака Т-11М схематически показано на рис. 8. Для регистрации инъекции использовалась скоростная видеокамера Ваumer НХG 20С, синхронизированная с разрядом токамака.

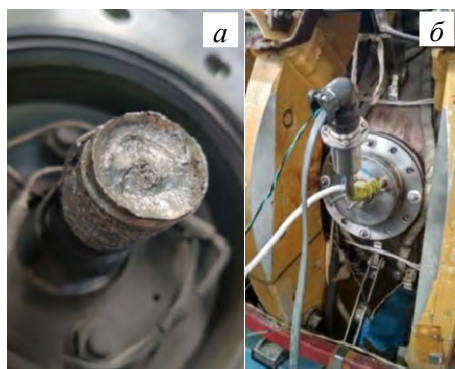


Рис. 7. Вид ультразвукового инжектора лития с разных сторон: а — вакуумный фланец; б — вид снаружи камеры

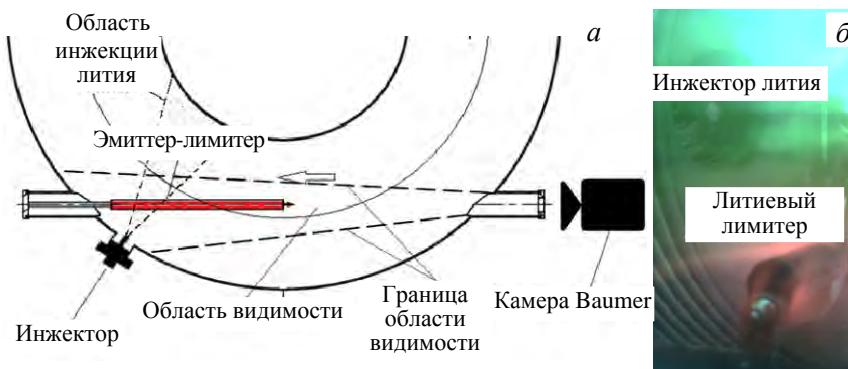


Рис. 8. Схема расположения инжектора лития (а) на токамаке Т-11М и видеокадр инжектора и внутрикамерных элементов (б)

Частота кадров при регистрации составляла 338 Гц, а экспозиция от 4 до 40 мкс. В некоторых случаях использовался дополнительно узкополосный оптический интерференционный фильтр на линию нейтрального лития LiI (671 нм).

Первые эксперименты по запуску литиевого инжектора в камере токамака не показали заметного потока литиевых частиц в плазменный разряд, длительность которого для Т-11М составляет 100—200 мс. Как было установлено, временной интервал выхода УЗ-генератора на расчётную мощ-

ность для начала генерации частиц составлял не менее 0,3—0,5 с. По этой причине при одновременном запуске разряда и генератора имеет место отсутствие синхронизации начала инъекции и зажигания плазмы. Выполненная коррекция запуска УЗ-генератора путём опережающего запуска на 0,3—0,5 с (рис. 9) позволила получить первые результаты по введению инжектируемого потока в разряд токамака T-11M (рис. 10, 11) при омическом режиме работы (ток в плазменном шнуре 60 кА). Эта наблюдавшаяся особенность в синхронизации не является свойством самой конструкции инжектора, а относится лишь к свойствам использованного УЗ-генератора и в последующих экспериментах будет устранена.

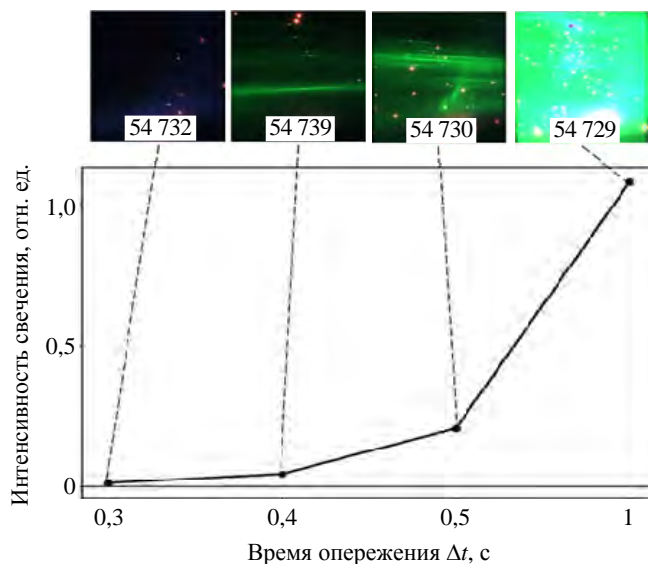


Рис. 9. Зависимость потока (свечения) инжектированного лития из камеры токамака от времени опережения запуска инжектора лития

Последовательность видеок кадров свечения инжектированного мелкодисперсного лития показана на рис. 10 для начальной фазы разряда (подъём тока) и на рис. 11 — для стационарной фазы разряда. Пунктирными стрелками показаны моменты времени, соответствующие видеок кадрам. Зелёное свечение на кадрах соответствует свечению линии $\lambda = 548,4$ нм (LiII) однократно ионизованных атомов лития (ионов Li^+), красное свечение — свечение сильной линии $\lambda = 670,8$ нм (LiI) нейтрального лития. Белый и синий цвета соответствуют превышению предельного уровня засветки пикселей матрицы видеокамеры.

Как видно из сравнения рис. 10 и 11, интенсивность свечения лития на стадии подъёма тока (с 5 по 8 мс — кадры 6 и 7) существенно превышает свечение в стационарной фазе разряда. Это обусловлено как раз тем, что УЗ-генератор инжектора включается с опережением (0,5 с) и некоторое время работает с нарастающей мощностью (до 0,2 с) до появления плазмы в камере токамака, что приводит к накоплению микрокапель во всём объёме камеры. Это можно видеть на рис. 10 (кадр 4).

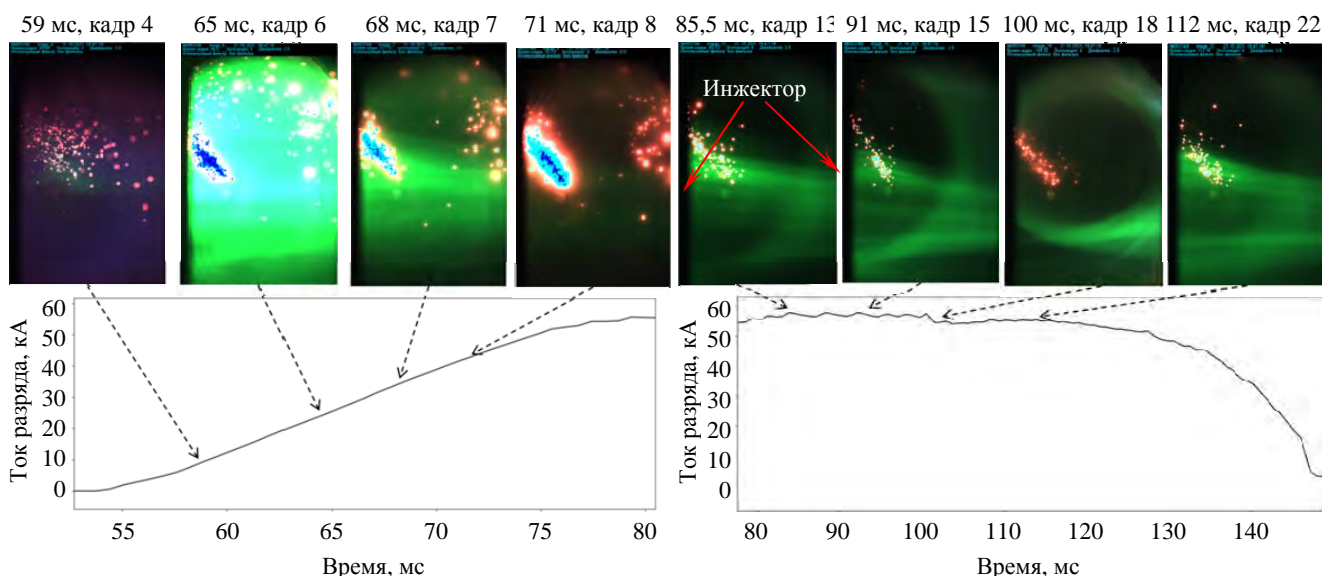


Рис. 10. Последовательность видеок кадров инъекции лития в камеру токамака (разряд 53 749, начальная фаза разряда)

Рис. 11. Последовательность видеок кадров инъекции лития в камеру токамака (разряд 53 749 — стационарная фаза разряда)

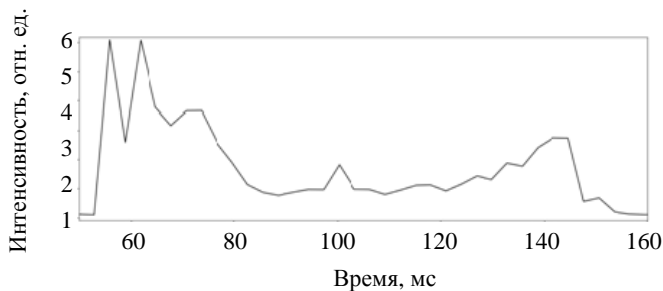


Рис. 12. Интегральная динамика свечения нейтрального лития при работе инжектора в разряде 53 746

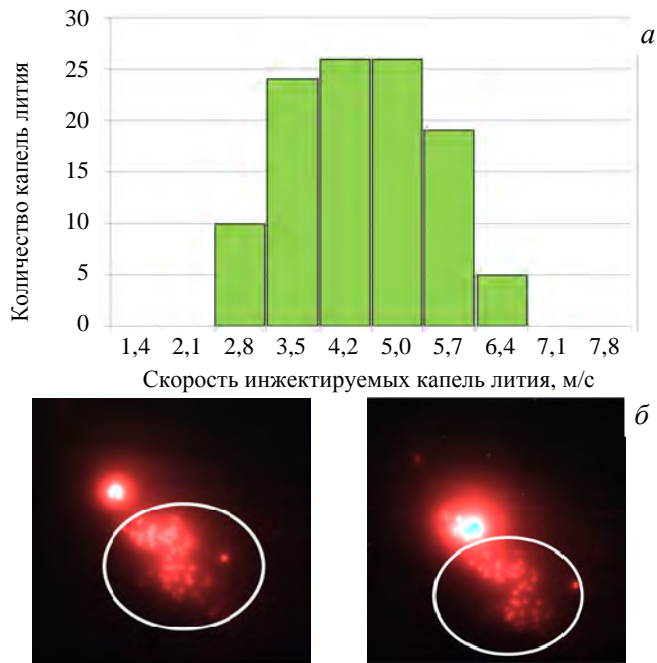


Рис. 13. Распределение по скоростям инжектируемых капель лития (а) и пример двух видеокадров смещения капель, разряд 52 138 (б)

стей капель и недостаточной скорости съёмки видеокамерой.

Для этой серии разрядов были проанализированы сгустки капель инжектируемого лития. На рис. 14 показаны кадры разряда 52 182 с интервалом между кадрами 2,96 мс, экспозицией 12 мкс и диафрагмой 4. На этих изображениях хорошо отслеживаются траектория движения и скорость сгустка капель лития. Видно, что центр облака за 2,96 мс смещается примерно на 65 пикселей, что равно $\approx 23,5$ мм. Отсюда получаем скорость сгустка капель инжектируемого лития ≈ 11 м/с.

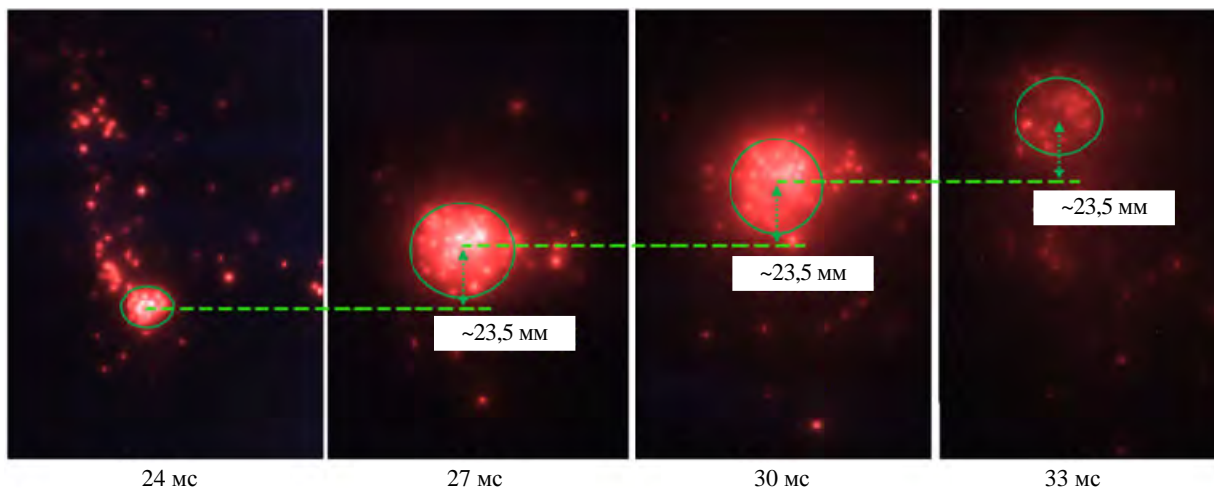


Рис. 14. Разряд 52 182. Смещение облака лития (скорость ≈ 11 м/с)

На рис. 12 показана интегральная (по всему видеокадру) динамика свечения инжектированного лития, построенная по всему видеоряду разряда 53 746, который характеризует динамику поступления атомарного лития (поток нейтрального лития) в плазму токамака, поскольку известно, что свечение нейтралов примерно пропорционально инжектируемому потоку атомов. Для получения этого графика использовали только «красные пиксели» видеокамеры.

Испытания инжектора в условиях токамака позволили выполнить оценку скоростей литиевых частиц в потоке, которая производилась по последовательности зарегистрированных видеокадров с учётом угла 45° между осью инжектора и оптической осью видеокамеры. Расчёт скоростей капель лития производился для трёх серий разрядов.

Для построения графика распределения скоростей инжектируемых капель лития была проанализирована серия разрядов 52 135—52 139, проведённых до очистки инжектора тлеющим разрядом. Из графика распределения скоростей, показанного на рис. 13, видно, что скорости капель варьируются от 2,8 до 6,4 м/с.

Анализ скоростей отдельно летящих капель лития для серии разрядов 52 181—52 190, проведённых после очистки инжектора тлеющим разрядом, затруднителен из-за более высоких скоростей

В серии разрядов 53 744—53 749, большинство капель сосредоточены вблизи литиевого облака (рис. 15)

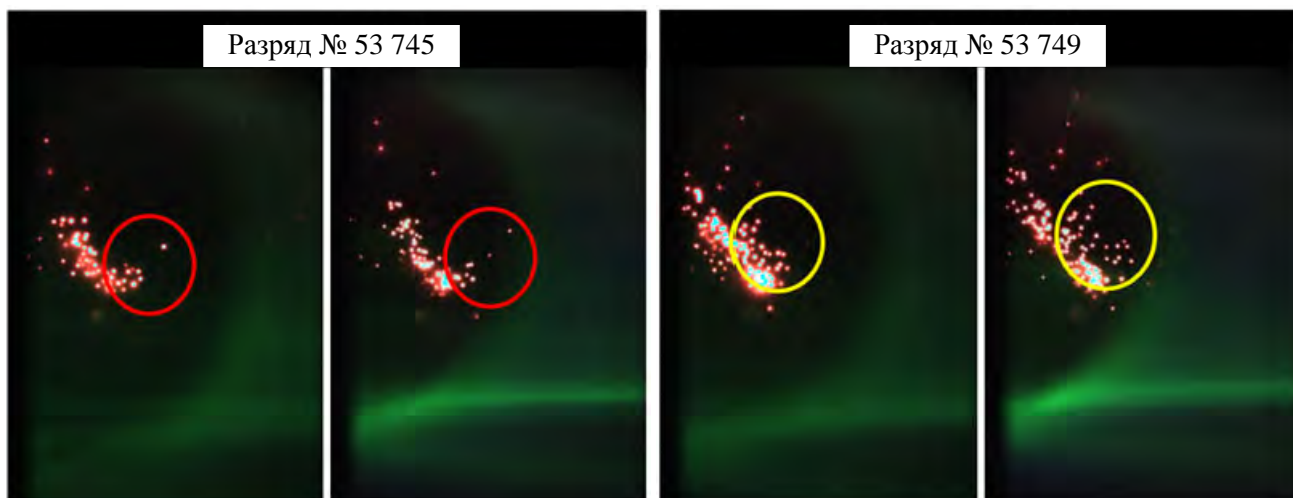


Рис. 15. Смещение группы капель для разрядов 53 745, 53 749 со скоростью 5—11 м/с

Средняя скорость отдельно летящих капель вблизи литиевого облака колеблется в районе 5—11 м/с (см. рис. 15). При этом присутствуют отдельно летящие капли, скорость которых достигает 25 м/с (рис. 16).

В экспериментах с инжектором в условиях токамака также определялась величина расхода лития. Методика определения заключалась в измерении количества лития в инжекторе по завершении каждого экспериментального дня. Величина расхода рассчитывалась согласно выражению

$$\Pi = m/(Nt),$$

где m — масса лития, израсходованного за день; N — количество разрядов с инжектором; t — длительность работы инжектора в разряде.

Определение количества лития в инжекторе производилось из температурно-временной диаграммы остывания инжектора по продолжительности времени (длительности плато) перехода лития из жидкого в твёрдое состояние. Масса лития, оставшегося в инжекторе после каждого экспериментального дня, пропорциональна длительности этого плато. Тогда величина m для расчёта легко определялась как разница массы лития в инжекторе в конце предыдущего и в конце текущего экспериментального дня. Зная, что изначально в инжекторе содержалось 5 г лития и длительность плато составляла 205 с, легко определить массу оставшегося лития по длительности плато. В ходе экспериментов длительность плато постепенно уменьшилась до 130 с. Таким образом, за экспериментальную кампанию всего было израсходовано 36% исходного количества, или 1,8 г лития. Динамика изменения массы лития в инжекторе по экспериментальным дням показана на рис. 17.

В среднем расход, определённый по предложенной методике, для рассматриваемого инжектора составил 12—15 мг/с.

Разряд № 53 749

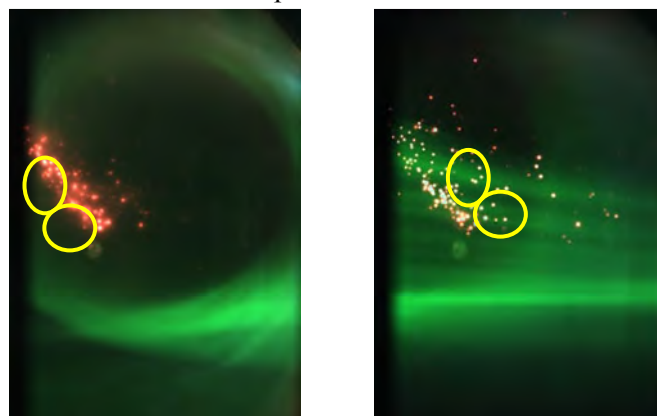


Рис. 16. Смещение группы капель для разряда 53 749 со скоростью капель до 25 м/с

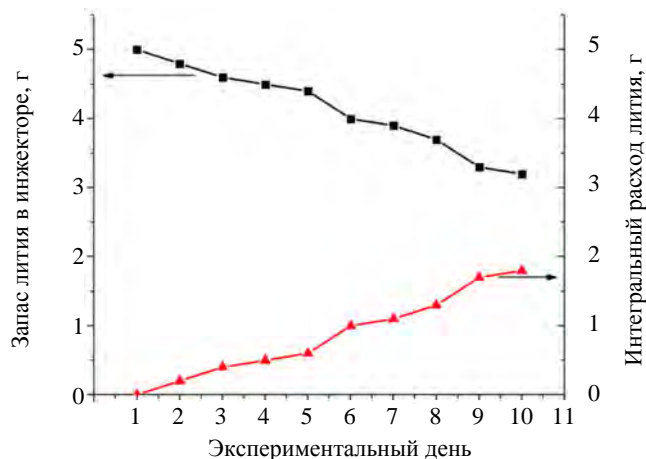


Рис. 17. Запас лития в инжекторе и интегральный расход за каждый экспериментальный день

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведённого исследования было показано, что инжектор на основе резонансной ультразвуковой колебательной системы позволяет генерировать поток капель жидкого лития непосредственно в вакуумной камере токамака, что исключает как необходимость создания специальной технологии получения частиц лития с заданными параметрами, так и необходимость предварительного нанесения специальных защитных покрытий. Это практически исключает внесение в плазменный разряд сторонних примесей, кроме инжектируемого материала.

Рабочая частота колебательной системы инжектора лежала в интервале 20—25 кГц, что обеспечивало получение практически монодисперсного потока литиевых частиц диаметром ~80 мкм. Поток частиц лития практически перпендикулярен распыляющей поверхности инжектора и позволяет контролировать введение частиц лития в заданную область разряда.

Производительность использованного инжектора составила 22 мг/с в стендовых условиях, а в условиях токамака 12—15 мг/с. Разница полученного результата может быть связана как с различием экспериментальных условий на стенде и в токамаке, так и с точностью методики определения расхода. В стендовых условиях производилось прямое измерение массы израсходованного лития, а в токамаке косвенным путём.

Измерение скорости распыляемых частиц лития в условиях токамака показало, что средняя скорость основного количества частиц может зависеть от чистоты распыляющей поверхности и составляет 8 м/с. Причём скорость отдельных частиц может варьировать в пределах 5—25 м/с.

Следует отметить, что выбранный УЗ-способ распыления обладает широкими возможностями по изменению значения выходных рабочих параметров инжектора в широком диапазоне значений и является перспективным с точки зрения оптимизации и адаптации к условиям конкретного токамака и поставленным задачам.

Работа проведена в рамках контракта с Госкорпорацией «Росатом» от 14.04.2022 № Н.4к.241.09.22.1061.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Lyublinski I.E., Vertkov A.V., Zharkov M.Yu. et al.** Complex of lithium and tungsten limiters for 3 MW of ECR plasma heating in T-10 tokamak. — Design, First Results, Nucl Fusion, 2017, vol. 57, p. 066006 (5 p); <https://doi.org/10.1088/1741-4326/aa65e9>.
2. **Mansfield D.K., Johnson D.W., Grek B. et al.** Observations Concerning the Injection of a Lithium Aerosol into the Edge of TFTR Discharges. PPPL-3526, 2000.
3. **Mansfield D.K., Roquemore A.L., Schneider H. et al.** A simple apparatus for the injection of lithium aerosol into the scrape-off layer of fusion research devices. — Fusion Eng. Des., 2010, vol. 85, p. 890—895.
4. **Kugel H.W. et al.** The effect of lithium surface coatings on plasma performance in the National Spherical Torus Experiment. — Phys. Plasmas, 2008, vol. 15, 056118; <https://doi.org/10.1063/1.2906260>.
5. **Arredondo Parra et al.** A compact lithium pellet injector for tokamak pedestal studies in ASDEX Upgrade. — Review of Scientific Instruments, 2016, vol. 87, 023508; <https://doi.org/10.1063/1.4942122>.
6. **Garzotti L. et al.** Noncryogenic pellet injector for diagnostic purposes on the RFX reversed field pinch. — Review of Scientific Instruments, 1999, vol. 70, p. 939.
7. **Mansfield D.K. et al.** — In: 24th IAEA FEC. San Diego, CA, USA, 8—13 Oct. 2012 .
8. **Fiffis P., Andruczyk D., Roquemore A.L. et al.** Lithium pellet production (LiPP): A device for the production of small spheres of lithium. — Review of Scientific Instruments, 2013, vol. 84, 063506; <https://doi.org/10.1063/1.4811665>.
9. **Богуславский Ю.Я., Экнодиосян О.К.** — Акустический журнал, 1969, т. XV, вып. 1, с. 17.
10. **Экнодиосян О.К.** Получение аэрозолей. Физические основы ультразвуковой технологии. — М.: Наука, 1970.
11. **Timokhin V.M., Skokov V.G., Sergeev V.Yu. et al. and T-10 team.** Injector of lithium jet for T-10 wall conditioning. — In: 34th EPS Conference on Plasma Phys. Warsaw, 2—6 July 2007, ECAVol.31F, P-2.025 (2007).
12. **Хмелев В.Н., Шалунов А.В., Хмелев М.В. и др.** Разработка высокочастотных ультразвуковых колебательных систем для мелкодисперсного распыления жидкостей. — Ползуновский вестник, 2010, № 3, с. 315.



Алексей Викторович Вертков, главный специалист, к. техн. н.; АО «Красная Звезда», 115230 Москва, Электролитный пр. 1А, Россия
avertkov@yandex.ru



Михаил Юрьевич Жарков, начальник отдела, лауреат премии в области физики и технологии токамаков им. Э.А. Азизова 2017 г.; АО «Красная Звезда», 115230 Москва, Электролитный пр. 1А, Россия



Алексей Викторович Курячий, главный специалист; АО «Красная Звезда», 115230, Москва, Электролитный пр. 1А, Россия
al_kyr@mail.ru



Андрей Сергеевич Джурик, ведущий инженер-программист; АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», 108840 Москва, Троицк, ул. Пушкиновых, вл. 12, Россия
adzhurik@trinit.ru



Яна Андреевна Васина, инженер; АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», 108840 Москва, Троицк, ул. Пушкиновых, вл. 12, Россия
ian.vasina@yandex.ru



Владимир Борисович Лазарев, к.ф.-м.н., начальник лаборатории физики плазменных процессов; АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», 108840 Москва, Троицк, ул. Пушкиновых, вл. 12, Россия
v_lazarev@trinit.ru



Николай Валерьевич Лешов, инженер-программист 1-й категории; АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», 108840 Москва, Троицк, ул. Пушкиновых, вл. 12, Россия
leshov@trinit.ru



Сергей Васильевич Мирнов, научный руководитель отделения, профессор, д.ф.-м.н., ветеран атомной энергетики и промышленности, лауреат Государственной премии СССР и премии им. Л.А. Арцимовича РАН, член Международного комитета по координации физических исследований в поддержку проекта ИТЭР, эксперт МАГАТЭ по токамакам; АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», 108840 Москва, Троицк, ул. Пушкиновых, вл. 12, Россия

Статья поступила в редакцию 20 декабря 2022 г.

После доработки 4 января 2023 г.

Принята к публикации 11 января 2023 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2023, т. 46, вып. 1, с. 76—85.

УДК 533.9.08; 681.787

ДИСПЕРСИОННЫЙ ИНТЕРФЕРОМЕТР ДЛЯ ТОКАМАКА ГЛОБУС-М2

С.В. Иваненко¹, А.Л. Соломахин^{1,3}, Н.С. Жильцов², П.В. Зубарев¹, Ю.В. Коваленко¹, Г.С. Курскиев²,
В.В. Солоха^{1,2}, Е.Е. Ткаченко², К.Д. Шулятьев^{1,2}, Е.А. Пурыга¹, А.Д. Хильченко¹, В.Б. Минаев²,
П.А. Багрянский¹

¹Институт ядерной физики им. Г.И. Будкера СО РАН, Новосибирск, Россия

²Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе РАН, Санкт-Петербург, Россия

³Новосибирский государственный университет, Новосибирск, Россия

Статья посвящена описанию диагностики плотности плазмы токамака Глобус-М2 (г. Санкт-Петербург, Россия) на основе дисперсионного интерферометра (ДИ), использующего в качестве источника зондирующего излучения СО₂-лазер. В работе приведены описание оптической схемы ДИ и результаты его первых испытаний, выявившие необходимость модернизации оптического и измерительного трактов. Описаны новые элементы ДИ и результаты, полученные в рамках его штатной работы на токамаке Глобус-М2. В настоящее время ДИ является полноценной частью диагностического комплекса токамака Глобус-М2 и позволяет в реальном времени получать надёжные данные об абсолютной величине электронной плотности плазмы во всех режимах работы установки. Размах шумового компонента при измерениях линейной плотности не превышает $\langle nl \rangle_{\min} \approx 6 \cdot 10^{16} \text{ м}^{-2}$ при временном разрешении в 20 мкс. Относительная погрешность вычисления абсолютного значения линейной плотности не превышает 2,5%.

Ключевые слова: интерферометрия, дисперсионный интерферометр, Глобус-М2, управление плотностью плазмы, цифровая обработка сигналов, фазометр, FPGA.

DISPERSION INTERFEROMETER FOR TOKAMAK GLOBUS-M2

S.V. Ivanenko¹, A.L. Solomakhin^{1,3}, N.S. Zhiltsov², P.V. Zubarev¹, Yu.V. Kovalenko¹, G.S. Kurskiev², V.V. Solokha^{1,2},
E.E. Tkachenko², K.D. Shulyatiev^{1,2}, E.A. Puryga¹, A.D. Khilchenko¹, V.B. Minaev^{1,2}, P.A. Bagryansky¹

¹Institute of Nuclear Physics G.I. Budker SB RAS, Novosibirsk, Russia

²Ioffe Physical-Technical Institute RAS, St. Petersburg, Russia

³Novosibirsk State University, Novosibirsk, Russia

The article is devoted to the description of plasma density diagnostics in the Globus-M2 tokamak (St. Petersburg, Russia) based on a dispersion interferometer (DI) using a CO₂ laser as a source of probing radiation. The paper presents a description of the DI optical scheme and the results of its first tests, which revealed the need to modernize the optical and measuring paths. The new elements of the DI and the results obtained as part of his regular work on the Globe-M2 tokamak are described. DI is a full-fledged part of the Globus-M2 diagnostic complex and makes it possible to obtain real-time reliable data of the plasma electron density absolute value in all operating modes of the tokamak. The range of the noise component during linear density measurements does not exceed $\langle nl \rangle_{\min} \approx 6 \cdot 10^{16} \text{ m}^{-2}$ with a time resolution of 20 μs . The relative error in calculating of the linear density absolute value does not exceed 2.5%.

Key words: interferometry, dispersive interferometer, Globus-M2, plasma density control, digital signal processing, phasemeter, FPGA.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-46-1-86-94

ВВЕДЕНИЕ

Сферический токамак Глобус-М2 (г. Санкт-Петербург, Россия) [1—4] представляет собой уникальную научную установку для изучения методов нагрева и удержания плазмы в конфигурациях с малым аспектным отношением. Перспективным объектом применения технологий, разрабатываемых на Глобус-М2, является компактный термоядерный источник нейтронов на основе токамака [5]. Одна из разрабатываемых технологий — контроль плотности плазмы в течение продолжительного разряда (0,5 с и более). Для термоядерного источника нейтронов контроль плотности решает задачи подавления развития альфвеновских мод, уменьшения тепловых нагрузок на диверторные пластины и поддержания высокой доли быстрых частиц [5]. Электромагнитная система Глобус-М2 по своим инженерным характеристикам позволяет поддерживать разряд длительностью до 0,7 с [1]. Для реализации разряда с такой длительностью необходимо решить ряд задач, связанных с управлением параметрами плазменного разряда. Одним из ключевых параметров является плотность плазмы. На пути достижения разряда с полной длительностью приходится столкнуться с двумя проблемами, касающимися плотности плазмы. Первая связана с запланированным увеличением её плотности в недавно модернизированной установке выше 10^{20} м^{-3} . В плазменных разрядах токамака Глобус-М2 при такой концентрации электронов используемый

СВЧ-интерферометр не работает из-за высокого влияния рефракции. Негативное влияние рефракции удалось бы несколько снизить, применив в качестве источника зондирующего излучения более коротковолновые лампы обратной волны (например, с $\lambda = 0,8$ мм), но в настоящее время, к сожалению, они сняты с производства. Вторая проблема связана с неопределённостью мощности источника рабочего газа. Кроме газового клапана, позволяющего регулировать напуск с помощью внешнего воздействия, есть ещё стенка, от качества её подготовки и нагрузки на неё также зависит поступление газа в разряд (рециклинг). Вторым источником очень сложно управлять. Можно лишь только снизить его воздействие на разряд с помощью определённых технологических процедур: прогрева, чистки в разряде, боронизации, литиизации. Кроме этого, плотность плазмы сильно влияет на эффективность методов дополнительного нагрева и безындукционного поддержания тока в плазме [6—8].

Для фиксации характера поведения плотности плазмы во время разряда и реализации в будущем возможности управления этим параметром на токамаке Глобус-М2 было предложено использовать дисперсионный интерферометр (ДИ) на основе CO_2 -лазера с искусственной фазовой модуляцией зондирующего излучения. Подобные интерферометры работают на установках ГДЛ (г. Новосибирск, Россия) [9], W-7X (г. Грейфсвальд, Германия) [10], LHD (г. Токио, Япония) [11], а также ранее применялся на установке TEXTOR (г. Юлих, Германия) [12]. Основными преимуществами интерферометра такого типа по сравнению с традиционными схемами Майкельсона или Маха—Цандера являются его компактность и слабая чувствительность к вибрациям оптических элементов. Вследствие зондирования длинами волн ≈ 5 и ≈ 10 мкм ДИ существенно менее чувствителен к влиянию рефракции, а большинства сбоев из-за вибраций или резкого изменения плотности плазмы удаётся избежать благодаря особенностям оптической схемы ДИ. При этом сохраняется приемлемый для УТС в современных установках набег фазы в отличие от интерферометров, работающих в видимом и ближнем ИК-диапазонах. Также работа в среднем ИК-диапазоне увеличивает время жизни оптических элементов, установленных внутри вакуумной камеры, по сравнению с видимым и ближним ИК-диапазоном. При разработке ДИ для Глобус-М2 использовались схемы интерферометров, ранее созданные командой авторов для установок ГДЛ и TEXTOR. Для регистрации сигналов ДИ и вычисления плотности плазмы был разработан описанный в [13] измерительный модуль.

Основной акцент настоящей работы сделан на описании оптической схемы ДИ, результатах первых испытаний ДИ на токамаке Глобус-М2 и необходимости модернизации по результатам этих испытаний как оптической части ДИ, так и его измерительного модуля. Подробно описаны все изменения и результаты испытаний модернизированной системы на установке Глобус-М2.

ПРИНЦИП РАБОТЫ ДИ И ЕГО ОПТИЧЕСКАЯ СИСТЕМА

В классической схеме дисперсионного интерферометра [9, 13, 14] сигнал фотоприёмника пропорционален интенсивности детектируемого излучения, которая является результатом интерференции лучей второй гармоники, генерируемых в нелинейных кристаллах до и после прохождения плазмы зондирующим излучением фундаментальной гармоники: $I = I_1 + I_2 + 2\sqrt{I_1 I_2} \sin(\Delta\varphi)$, где I_1, I_2 — интенсивности интерферирующих лучей второй гармоники, $\Delta\varphi$ — разность их фаз, пропорциональная интегральной плотности плазмы $\int n_e dl$ и связанная с ней выражением $\Delta\varphi = \frac{3e^2}{2mc} \lambda \int_0^L n_e dl$. В данном соотношении роль масштабных коэффициентов выполняют заряд электрона e , масса электрона m , скорость света c и длина волны зондирующего излучения λ . Поскольку зависимость сигнала фотодетектора от линейной плотности плазмы не является монотонной, для реализации алгоритма корректного её восстановления, подробно описанного в [13], в схему ДИ была добавлена электрооптическая ячейка. Она под воздействием приложенного напряжения синусоидальной формы искусственно изменяет набег фазы проходящего через неё излучения. В результате в аргументе функции, описывающей выходной сигнал ДИ, появляется осциллирующая компонента $I = I_1 + I_2 + 2\sqrt{I_1 I_2} \sin(M \sin(\Omega t) + \Delta\varphi)$ [13, 14]. При её амплитуде M в π и более радиан выходной сигнал изменяется от максимума до минимума независимо от набег фазы $\Delta\varphi$, обусловленного плазмой.

На рис. 1 показана оптическая схема дисперсионного интерферометра на Глобус-М2. Основная часть схемы размещена на оптической плите 1, расположенной в нескольких метрах от вакуумной камеры токамака 2. На вакуумной камере установлены оптические окна 3 и уголкового отражателя 4. Источником излучения служит перестраиваемый по длине волны CO₂-лазер 5 (Access Laser AL50SG), настро-

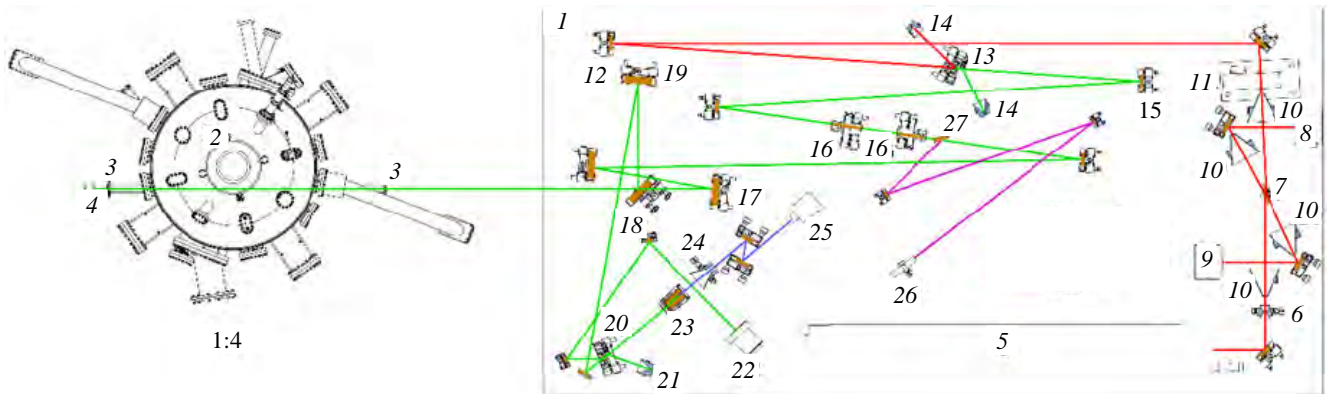


Рис. 1. Первоначальная оптическая схема дисперсионного интерферометра (Глобус-М2 уменьшен в 4 раза): 1 — оптическая плита; 2 — Глобус-М2; 3 — вакуумное окно; 4 — уголкового отражателя; 5 — лазер; 6, 10, 24 — диафрагма; 7 — делительная пластинка; 8 и 9 — детекторы 9,6 мкм; 11 — заслонка; 12, 15, 17, 19 — сферическое зеркало; 13, 20 — удвоитель частоты; 14, 21 — поглотитель; 16 — электрооптическая ячейка; 18 — разделитель пучков; 22 — датчик положения пучка; 23 — фильтр; 25 — детектор 4,8 мкм; 26 — видимый лазер; 27 — плоское зеркало; — — 635 нм

енный на длину волны 9,6 мкм. После лазера установлена диафрагма 6, уменьшающая влияние излучения, отражённого элементами оптической системы, на лазер. Далее лазерный луч проходит через клиновидную пластинку из германия 7, установленную под углом Брюстера. Малая доля излучения отражается на детектор 8 (DEXTER ST150), который позволяет контролировать мощность лазера. Излучение, идущее от оптической системы в лазер, отражается от другой поверхности этой пластинки и регистрируется вторым детектором 9 (DEXTER ST150). Луч, являющийся результатом многократного отражения от поверхностей пластинки, поглощается конусовидными диафрагмами 10. Далее основная часть излучения проходит через механическую заслонку 11. Для обеспечения стабильности лазер работает в режиме непрерывной генерации, поэтому в целях безопасности эта заслонка в закрытом состоянии отражает излучение на охлаждаемый водой поглотитель, а открывается и пропускает лазерный луч в оптическую схему только во время измерения линейной плотности плазмы. Далее с помощью сферического зеркала 12 луч фокусируется в удвоитель частоты 13, в качестве которого используется нелинейный кристалл ZnGeP₂. Луч, отражённый от граней кристалла, поглощается специальными поглотителями 14. В удвоителе частоты часть излучения преобразуется во вторую гармонику. Причём генерация организована так, что излучение первой и второй гармоник после удвоителя распространяется по одному пути. Далее луч с помощью ещё одного сферического зеркала 15 фокусируется в электрооптические ячейки 16, которые служат для модуляции фазы. Каждая ячейка представляет собой кристалл GaAs, в котором с помощью нанесённых на две противоположные грани электродов создаётся поперечное волновому вектору электрическое поле, меняющееся по синусоидальному закону с частотой 250 кГц. Излучение на первой и второй гармониках поляризовано в перпендикулярных плоскостях, а кристалл в электрооптической ячейке вырезан относительно кристаллографических осей так, что изначально изотропный кристалл при наложении электрического поля становится анизотропным. Его показатель преломления для излучения на второй гармонике получает небольшую добавку, пропорциональную приложенному напряжению (показатель преломления для первой гармоники остаётся неизменным). В выходном сигнале ДИ это приводит к появлению дополнительного набега фазы, изменяющегося с частотой 250 кГц. Для достижения требуемой глубины модуляции фазы (в π радиан) используются две идентичные ячейки, эффект от которых складывается. После этого излучение с помощью нескольких плоских и одного сферического зеркала 17 направляется через вакуумное окно 3 в плазму токамака и далее через ещё одно окно 3 на уголкового отражателя 4. В качестве окон используются просветлённые на две длины

волны (первая и вторая гармоника) плоскопараллельные пластины из ZnSe. Для защиты обращённой к плазме поверхности окон от тлеющего разряда на этапе подготовки к рабочему разряду, а также для их оперативной замены между каждым окном и вакуумной камерой установлены вакуумные затворы. Уголкового отражателя установлен относительно падающего излучения с небольшим смещением, поэтому отражённое излучение идёт параллельно падающему в обратную сторону со смещением на 2 см. Далее это обратное излучение снова проходит через вакуумные окна и плазму и на входе в оптическую схему с помощью специального зеркала 18 отводится в сторону от прямого. Далее с помощью сферического зеркала 19 излучение фокусируется во второй удвоитель частоты 20. Этот удвоитель частоты идентичен первому. Здесь также излучение первой гармоники частично преобразуется во вторую гармонику. При этом вторая гармоника, полученная в первом кристалле, не преобразуется в четвёртую или обратно в первую из-за того, что её мощность в $\sim 10^5$ раз меньше мощности первой гармоники. После удвоителя уже три луча идут далее по одному пути. Как и в первом удвоителе, излучение, отражённое от одной из граней, поглощается специальным поглотителем 21. Излучение, отражённое от другой грани с помощью двух зеркал, попадает на датчик положения 22, который представляет собой пять детекторов DEXTER ST150, расположенных на плоскости, перпендикулярной лучу в форме креста. Он используется при юстировке оптической системы и для контроля качества юстировки во время работы интерферометра. Излучение, прошедшее через удвоитель частоты, попадает на фильтр 23 в виде клиновидной пластины из LiF, установленной под углом Брюстера для второй гармоники, которая полностью поглощает излучение первой гармоники и прозрачна для второй гармоники. Излучение, отражённое чётное число раз от граней фильтра и идущее в том же направлении, что и основное излучение, поглощается специальной конусовидной диафрагмой 24. Далее излучение второй гармоники с помощью двух зеркал фокусируется в основной детектор 25 (VIGO System PVI-4TE) и регистрируется им. Выходной сигнал детектора 25 передаётся измерительному модулю для восстановления значений интегральной плотности плазмы. Более детально этот модуль и алгоритмы его работы были описаны в [13].

Для первоначальной настройки прохождения излучения интерферометра через вакуумную камеру Глобус-М2 используется видимое излучение полупроводникового лазера 26. С помощью двух сферических зеркал формируется нужный для прохождения большого расстояния без заметной расходимости размер пучка и волновой фронт и далее с помощью плоского зеркала 27, которое на время настройки вставляется на пути ИК-луча, совмещается с ИК-излучением. После настройки это зеркало убирается и проводится окончательная настройка ИК-пучков.

ПЕРВЫЕ ИСПЫТАНИЯ ДИ НА ГЛОБУС-М2

В рамках экспериментальной кампании 2021 г. дисперсионный интерферометр в комплекте с измерительным модулем был протестирован на токамаке Глобус-М2. Измерения производились в разрядах с током плазмы $I_p = 0,2\text{—}0,4$ МА, тороидальным магнитным полем $B_T = 0,6\text{—}0,9$ Тл в диверторной и лимитерных магнитных конфигурациях.

Первые испытания выявили ряд существенных недостатков описанной версии ДИ, которые не позволили производить корректные измерения электронной плотности и тем более использовать в дальнейшем результаты этих измерений в контурах управления плотностью плазмы. Рис. 2 демонстрирует пример некорректной работы алгоритма вычисления линейной плотности плазмы в одном из рабочих импульсов Глобус-М2. В интервале времени от ≈ 200 до ≈ 230 мс значение линейной плотности оказывается «отрицательным», что лишено физического смысла.

Наблюдаемые сбои в работе алгоритма восстановления плотности плазмы были связаны с сильным искажением формы сигнала ДИ и появлением в нём дополнительного нелинейного ком-

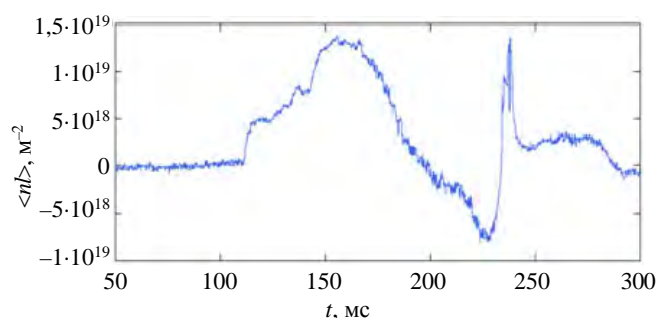


Рис. 2. Пример некорректной работы алгоритма вычисления фазы в одном из рабочих разрядов токамака Глобус-М2

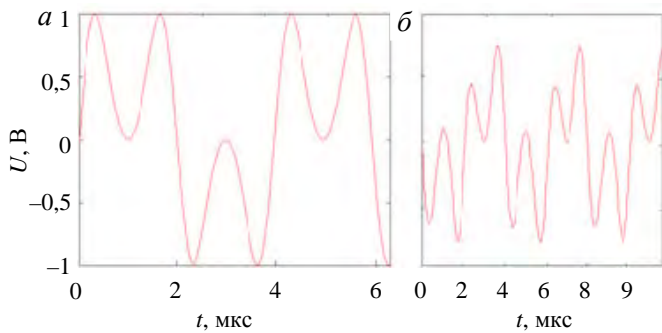


Рис. 3. Вид идеального (а) и реального (б) сигналов детектора

ления плотности плазмы измерительным модулем. При этом сама нелинейность была неоднородна по сечению электрооптического кристалла. Замена электрооптических ячеек на новые, изготовленные из кристаллов той же партии, также не повлияла на ситуацию. Всё это мотивировало принятие решения о переходе на другой тип модулятора.

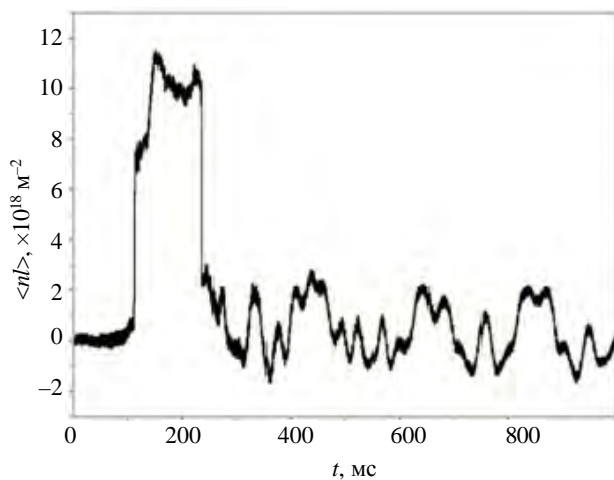


Рис. 4. Влияние вибраций уголкового отражателя на измерения линейной плотности плазмы

понента. Для наглядности на рис. 3 показан вид идеального и реального сигналов с детектора при набеге фазы $\Delta\phi = 0$.

Причиной такого поведения являлась некорректная работа электрооптических ячеек, которые должны давать приращение фазы, пропорциональное приложенному к ним напряжению. В реальности же приращение фазы в этих ячейках зависело от напряжения нелинейно, что приводило к искажениям сигнала детектора и, как следствие, к некорректному исполнению алгоритмов восстановления

Кроме этого, при проведении экспериментов было выявлено сильное влияние вибраций уголкового отражателя, закреплённого на вакуумной камере токамака Глобус-М2, на результаты измерений. Причинами этого могут быть неоднородность по сечению пучка нелинейности в модуляции фазы электрооптическими ячейками, наличие в тракте элементов с дисперсией, снос излучения в удвоителе частоты, а также влияние отражённого от уголкового отражателя на длину волны лазера из-за появления паразитной обратной связи. Этот эффект приводил к возникновению на сигнале низкочастотных колебаний, начиная с середины разряда и далее до его окончания (рис. 4).

Перечисленные недостатки потребовали модернизации как оптического, так и измерительного трактов ДИ.

МОДЕРНИЗАЦИЯ ДИ И ЕГО ИЗМЕРИТЕЛЬНОГО МОДУЛЯ

Модернизация оптической системы ДИ. В рамках модернизации ДИ электрооптические ячейки были заменены на эластооптический модулятор (Hinds Instruments PEM-200 II/ZS50), который представляет собой плоскопараллельную пластину из ZnSe. Эта пластина с помощью двух пьезоэлектрических элементов, установленных на противоположных гранях пластины, сжимается и растягивается в одном направлении. При такой деформации изначально изотропный кристалл ZnSe становится анизотропным для излучения и показатель преломления для первой и второй гармоник становится разным. Это даёт дополнительный набег фазы между интерферирующими на детекторе лучами второй гармоники. К пьезоэлектрическим элементам приложено синусоидальное напряжение с частотой 50 кГц. Это даёт возможность реализовать надёжный алгоритм восстановления фазы, который идентичен алгоритму, применённому при работе с электрооптической ячейкой.

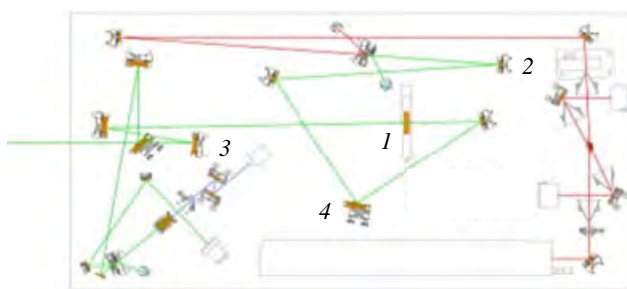


Рис. 5. Модернизированная оптическая система дисперсионного интерферометра: 1 — эластооптическая ячейка; 2, 3 — сферическое зеркало; 4 — плоское зеркало; — — 9,6 мкм; — — 9,6 + 4,8 мкм; — — 4,8 + 4,8 мкм

Частота модулирующего сигнала в новом модуляторе в 5 раз меньше, чем в предыдущем, что вполне приемлемо для токамака Глобус-М2. Источником этого сигнала в модернизированной версии ДИ является контроллер эластооптического модулятора. В оптической системе (рис. 5) этот модулятор заместил электрооптические ячейки 1. Поскольку он имеет большие габариты, в оптической системе был изменён ход лучей между сферическими зеркалами 2, 3, а также установлено дополнительное плоское зеркало 4.

С целью исключения влияния вибраций вакуумной камеры на результаты измерений уголкового отражатель был размещён на отдельной стойке, механически изолированной от вакуумной камеры токамака.

Модернизация измерительного модуля ДИ. Необходимость модернизации измерительного модуля была, в основном, обусловлена переходом на новый тип модулятора. В рамках этой процедуры, помимо необходимости замены источника модулирующего сигнала и изменения частоты последнего, учитывались недостатки, выявленные в процессе испытаний предыдущей версии ДИ. К их числу относились:

- ввиду больших потерь на элементах оптического тракта амплитуда сигнала фотодетектора оказалась практически в 10 раз меньше, чем предполагалось. Всё это приводило к уменьшению разрешающей способности измерительного модуля и большей погрешности при вычислении плотности плазмы;

- недостаточный объём памяти для записи «сырых» сигналов фотодетектора в осциллографическом режиме не позволял записывать полный объём данных за один разряд. Это в итоге не позволяло полноценно контролировать и отлаживать работу алгоритмов восстановления плотности.

На рис. 6 показана схема нового измерительного модуля, построенного на основе двухканального регистратора экспериментальных данных с программно-модифицируемым функциональным потенциалом. В состав нового измерительного модуля включены:

- усилители с программно-управляемым коэффициентом усиления (PGA), согласующие диапазоны изменения сигнала фотодетектора и модулятора по амплитуде с амплитудной шкалой измерительных трактов;

- приёмник поступающего от контроллера эластооптического модулятора синхросигнала с частотой 50 кГц, а также генератор с фазовой автоподстройкой частоты (PLL), формирующий опорный синхросигнал (51,2 МГц), задающий частоту дискретизации АЦП;

- цифровой узел на основе программируемой вентильной матрицы (FPGA) семейства CycloneV с интегрированным процессорным ядром (ARM-9), работающим под управлением ОС Linux, ОЗУ (DDR3) объёмом 1 Гбайт и контроллером канала связи Ethernet-1000;

- контроллер памяти с буферным FIFO, обеспечивающий запись в режиме прямого доступа в ОЗУ процессора «сырых» данных, поступающих от АЦП в режиме реального времени на временном интервале длительностью до 10 с;

- контроллер для управления плотностью плазмы на основе ПИД-регулятора, взаимодействующий по последовательному каналу связи с выносным модулем управления пьезоэлектрическим клапаном напуска газа. Он ориентирован на формирование в токамаке Глобус-М2 заданного оператором характера изменения плотности плазмы во время разряда.

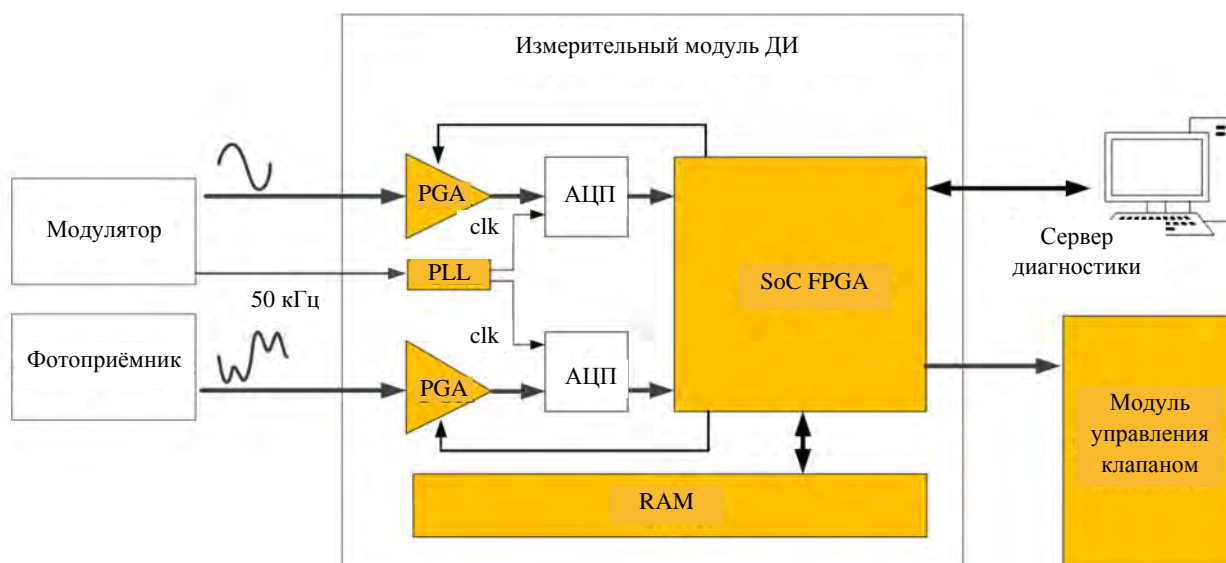


Рис. 6. Модернизированная схема измерительного модуля

РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ МОДЕРНИЗИРОВАННОГО ДИ НА ГЛОБУС-М2

ДИ в конфигурации с эластооптическим модулятором перед измерениями на Глобус-М2 был откалиброван с помощью подвижного клина, установленного в области прямого и обратного лучей, пересекающих плазму. Клин был снабжён кривошипно-шатунным механизмом, позволяющим реализовать его возвратно-поступательные движения с периодом около 0,4 с и амплитудой перемещений $7,2 \pm 0,2$ мм. Клин имел угол, равный одному градусу, и был изготовлен из BaF_2 , показатель преломления для излучения с длиной волны 4,8 мкм имел величину $n = 1,45$, для излучения с длиной волны 9,6 мкм $n = 1,40$. Расчётный сдвиг фаз интерферирующих лучей второй гармоники при перемещении клина на 7,2 мм составил $8,1 \pm 0,2$ рад. Калибровка показала совпадение результатов измерений и расчётов в пределах неопределённости ожидаемого сдвига по фазе. Ошибка измерения абсолютного значения фазового сдвига составила менее 2,5%.

На рис. 7 показаны результаты процедуры калибровки. На рис. 7, а показана зависимость измеренного при помощи ДИ фазового сдвига от времени при возвратно-поступательном движении клина. На рис. 7, б показан увеличенный фрагмент линейного участка кривой, показанной на рис. 7, а. Размах шумового компонента по представленным данным не превышает $5 \cdot 10^{-3}$ рад, что соответствует значению линейной плотности плазмы $\langle nl \rangle_{\min} \approx 6 \cdot 10^{16} \text{ м}^{-2}$.

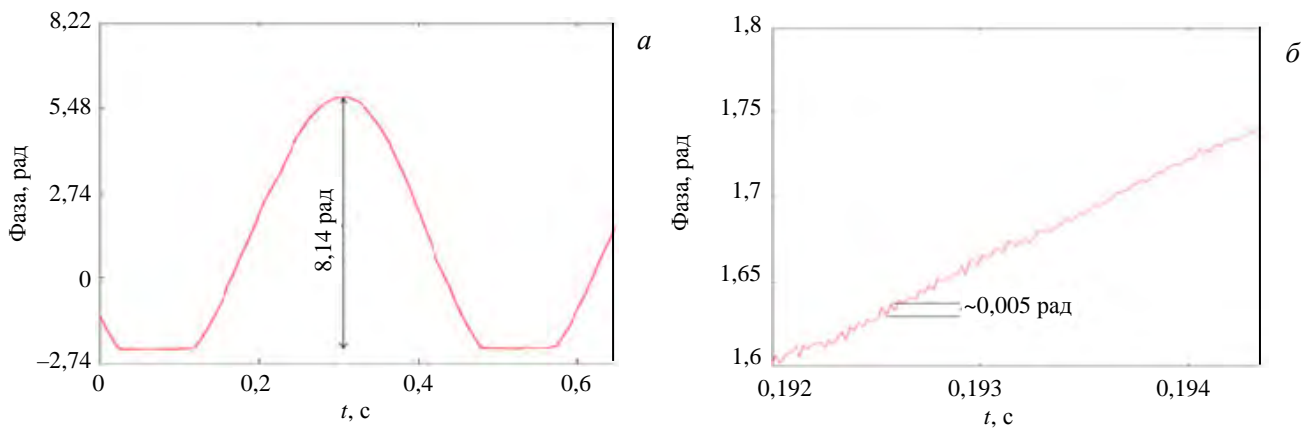


Рис. 7. Результаты калибровки ДИ при помощи оптического клина

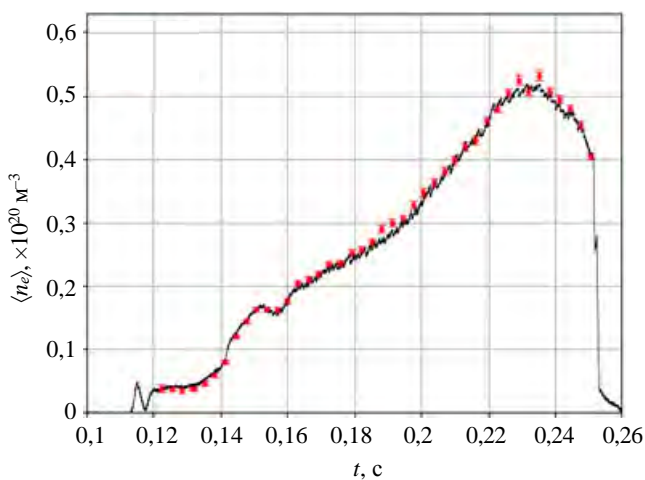


Рис. 8. Пример измерений средней по длине измерительной хорды электронной концентрации в разряде токамака Глобус-М2 № 42 575, проведённых ДИ с эластооптическим модулятором (—) и диагностикой томсоновского рассеяния (***), $B_T = 0,8$ Тл, $I_p = 0,3$ МА

На рис. 8 в качестве примера показан результат измерений средней по длине измерительной хорды электронной плотности для разряда с типичными для большинства рабочих импульсов Глобус-М2 параметрами. Результаты измерений ДИ приведены в сравнении с данными, полученными при помощи диагностики томсоновского рассеяния, калибровка которого была проведена независимо.

Измерения производились в разрядах с током плазмы $I_p = 0,2—0,4$ МА, тороидальным магнитным полем $B_T = 0,6—0,9$ Тл в диверторной и лимитерных магнитных конфигурациях. Хорда измерения проходила через экваториальную плоскость токамака в прямом и обратном направлении. Длина хорды измерения зависит от магнитной конфигурации плазмы и

соответственно вычислялась с помощью данных кода, основанного на методе токовых колец [15]. Распределение длин хорд для разрядов экспериментальной кампании осени 2022 г. на Глобус-М2 показано на рис. 9. Средняя длина хорды измерений была равна 2,23 м. Среднее значение измеряемой линейно-интегрированной концентрации электронов составляло $6,5 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-2}$. Максимальная линейно-интегрированная концентрация электронов $2,1 \cdot 10^{20} \text{ м}^{-2}$.

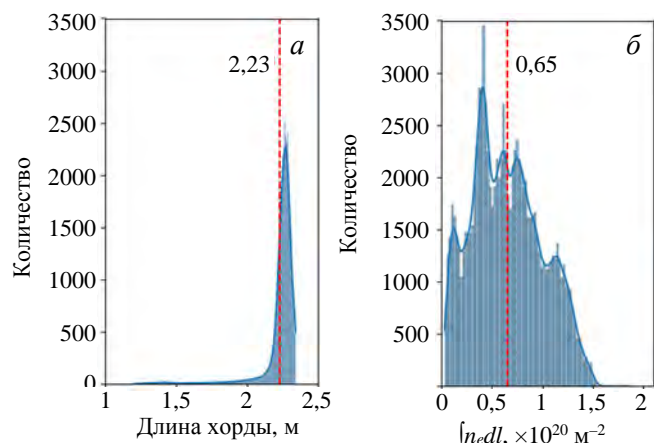


Рис. 9. Распределение длин хорд (а) и линейно-интегрированной концентрации электронов (б): --- — средние значения

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В заключение сформулируем основные результаты проделанной работы по наладке и вводу в эксплуатацию описанного ДИ на установке Глобус-М2:

— интерферометр стал полноценной частью диагностического комплекса токамака Глобус-М2 и позволяет в реальном времени получать надёжные данные об абсолютной величине электронной плотности плазмы во всех режимах работы установки;

— размах шумового компонента при измерениях линейной плотности не превышает $\langle nl \rangle_{\min} \approx 6 \cdot 10^{16} \text{ м}^{-2}$ при временном разрешении 20 мкс. Относительная погрешность вычисления абсолютного значения линейной плотности не превышает 2,5%;

— в модернизированной версии измерительного модуля реализована возможность управления клапаном для инжекции газа в вакуумную камеру токамака в процессе рабочего импульса с целью планируемого в дальнейшем построения системы с обратной связью для управления плотностью плазмы, используя ДИ в качестве детектора.

Работа выполнена при поддержке гранта РФФИ № 21-79-20201. Эксперименты проведены на УНУ «Сферический токамак Глобус-М», входящей в состав ФЦКП «Материаловедение и диагностика в передовых технологиях».

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Minaev V.B. et al. Spherical tokamak Globus-M2: design, integration, construction. — Nucl. Fusion, 2017, vol. 56, № 6, 6 ArtNo: № 066047.
2. Kurskiev G.S. et al. The first observation of the hot ion mode at the Globus-M2 spherical tokamak. — Nucl. Fusion, 2022, vol. 62, 10 ArtNo: № 104002.
3. Kurskiev G.S. et al. Energy confinement in the spherical tokamak Globus-M2 with a toroidal magnetic field reaching 0.8 T. — Nucl. Fusion, 2022, vol. 62, 1 ArtNo: № 016011.
4. Petrov Yu.V. et al. Overview of Globus-M2 spherical tokamak results at the enhanced values of magnetic field and plasma current. — Nucl. Fusion, 2022, vol. 62, 4 ArtNo: 3 042009.
5. Kuteev B.V. et al. — Nucl. Fusion, 2015, vol. 55, p. 073035; doi: 10.1088/0029-5515/55/7/073035.
6. Щёголев П.Б. и др. Генерация безындукционных токов путём инжекции пучка атомов в сферическом токамаке Глобус-М. — Физика плазмы, 2019, т. 45, № 3, с. 213—225.
7. Gusev V.K. et al. Review of Globus-M spherical tokamak results. — Nucl. Fusion, 2015, vol. 55, № 10.
8. Dyachenko V.V. et al. The first lower hybrid current drive experiments in the spherical tokamak Globus-M. — Nucl. Fusion, 2015, vol. 55, № 11.
9. Соломахин А.Л., Багрянский П.А., Воскобойников Р.В., Зубарев П.В., Квашнин А.Н., Лизунов А.А., Максимов В.В., Хильченко А.Д. Дисперсионный интерферометр на основе CO₂-лазера. — Приборы и техника эксперимента, 2005, № 5, с. 96—106.
10. Knauer J. et al. Power balance analysis of wendelstein. — In: 7-X Plasmas Using Profile Diagnostics 43rd EPS Conference on Plasma Physics, P4.017.
11. Akiyama T., Yasuhara R., Kawahata K., Nakayama K., Okajima S., Urabe K., Terashima K., Shirai N. Development of dispersion interferometer for magnetic confinement plasmas and high-pressure plasmas. — J. of Instrumentation, 2015, vol 10, P09022.

12. Dreier H., Bagryansky P., Baumgarten N., Biel W., Lambertz H.T., Lehnen M., Lizunov A., Solomakhin A. First results from the modular multi-channel dispersion interferometer at the TEXTOR tokamak. — Review of Scientific Instruments, 2011, vol 82, p. 063509.
13. Иваненко С.В., Гринемайер К.А., Пурьга Е.А., Квашнин А.Н., Багрянский П.А. Измерительный модуль дисперсионного интерферометра на основе CO₂-лазера для управления плотностью плазмы. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2022, т. 45, вып. 1, с. 67—78.
14. Хильченко А.Д., Квашнин А.Н., Иваненко С.В., Зубарев П.В., Моисеев Д.В., Коваленко Ю.В. Измерительный комплекс дисперсионного интерферометра на основе CO₂ лазера. — Приборы и техника эксперимента, 2009, № 3, с. 78—90.
15. Sakharov N.V. et al. Reconstruction of equilibrium magnetic configurations in the Globus-M spherical tokamak. — Plasma Phys., 2015, Rep. 41, p. 997—1001.



Светлана Владимировна Иваненко, с.н.с., к. техн. н.; Институт ядерной физики им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, проспект Академика Лаврентьева 11, Россия
S.V.ivaneko@inp.nsk.su



Александр Леонидович Соломахин, к.ф.-м.н., с.н.с.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090, Новосибирск, проспект Академика Лаврентьева 11, Россия; ассистент; НГУ, 630090, Новосибирск, ул. Пирогова 2, Россия



Никита Сергеевич Жильцов, м.н.с., аспирант; Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе, 194021 Санкт-Петербург, ул. Политехническая 26, Россия
nikita.zh@mail.ioffe.ru



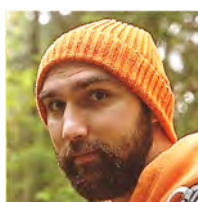
Петр Васильевич Зубарев, н.с.; Институт ядерной физики им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, проспект Академика Лаврентьева 11, Россия



Юрий Васильевич Коваленко, с.н.с., к. техн. н.; Институт ядерной физики им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, проспект Академика Лаврентьева 11, Россия



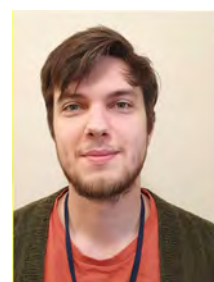
Глеб Сергеевич Курскиев, н.с., к.ф.-м.н.; Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе, 194021 Санкт-Петербург, ул. Политехническая 26, Россия
gleb.kurskiy@gmail.com



Владимир Владимирович Солоха, м.н.с.; ИЯФ им. Г.И. Будкера, 630090 Новосибирск, проспект Академика Лаврентьева 11, Россия; ФТИ им. А.Ф. Иоффе, 194021 Санкт-Петербург, ул. Политехническая 26, Россия
v.solokha@spbstu.ru



Екатерина Евгеньевна Ткаченко, старший лаборант-исследователь; Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе, 194021 Санкт-Петербург, ул. Политехническая 26, Россия



Константин Дмитриевич Шулятьев, м.н.с.; ИЯФ им. Г.И. Будкера, 630090 Новосибирск, проспект Академика Лаврентьева 11, Россия; аспирант; ФТИ им. А.Ф. Иоффе, 194021, Санкт-Петербург, ул. Политехническая, 26, Россия



Екатерина Александровна Пурьга, с.н.с., к. техн. н.; Институт ядерной физики им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, проспект Академика Лаврентьева 11, Россия



Александр Дмитриевич Хильченко, в.н.с., д. техн. н.; Институт ядерной физики им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, проспект Академика Лаврентьева 11, Россия



Владимир Борисович Минаев, в.н.с., к.ф.-м.н., заместитель руководителя установки, лауреат премии Правительства РФ; Физико-технический институт им. А.Ф. Иоффе, 194021 Санкт-Петербург, ул. Политехническая 26, Россия
vladimir.minaev@mail.ioffe.ru



Петр Андреевич Багрянский, заместитель директора по научной работе, д.ф.-м.н.; Институт ядерной физики им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, проспект Академика Лаврентьева 11, Россия

Статья поступила в редакцию 22 ноября 2022 г.
После доработки 28 декабря 2022 г.
Принята к публикации 11 января 2023 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Термоядерный синтез, 2023, т. 46, вып. 1, с. 86—94.

УДК 621.039.61

РАСЧЁТНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ СЦЕНАРИЯ РАЗРЯДА С ВЫХОДОМ НА ПЛАТО ТОКА НА УСТАНОВКЕ КТМ

*В.Н. Докука^{1,2}, Р.Р. Хайрутдинов^{1,2}, Э.Н. Хайрутдинов¹, В.Ф. Андреев¹, А.М. Ли³,
Б.Ж. Чектыбаев⁴, Д.А. Ольховик⁴*

¹НИИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия

²АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Москва, Троицк, Россия

³Томский политехнический университет, Томск, Россия

⁴Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Республика Казахстан

В статье представлены результаты апробирования токовых сценариев, разработанных и верифицированных с применением кода ДИНА, на токамаке КТМ в ходе осенне-зимней кампании 2021 г. Качественное отличие разработанных сценариев заключается в увеличении тока плазмы и длительности разряда при неизменной стадии пробоя, а также наличии программной стадии снижения тока плазмы перед завершением разряда. Помимо этого, были учтены технологические ограничения обмоток и требование по минимизации реверсирования тока в обмотках управления в зоне околонулевых токов. Основная цель полученных сценариев — реализация во время разряда плато тока с наличием стадии программного снижения тока плазмы перед завершением разряда. Проведённые работы в 2021 г. стали следующим значительным шагом на пути по выводу установки КТМ на проектные параметры.

Ключевые слова: токамак, сценарий, плазма, ток, плато тока, плазмофизический код ДИНА, верификация сценария, КТМ.

CALCULATION PROVISION OF THE DISCHARGE SCENARIO WITH OUTPUT TO THE CURRENT PLATEAU ON THE KTM TOKAMAK

*V.N. Dokuka^{1,2}, R.R. Khayrutdinov^{1,2}, E.N. Khayrutdinov¹, V.F. Andreev¹, A.M. Lee³,
B.Zh. Chektybayev⁴, D.A. Olkhovik⁴*

¹NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

²JC «SSC RF «TRINITY», Moscow, Russia

³Tomsk Polytechnic University, Tomsk, Troitsk, Russia

⁴Institute of Atomic Energy of National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Republic of Kazakhstan

The article presents the results of testing the current scenarios developed and verified using the DINA code on the KTM tokamak during the autumn-winter campaign of 2021. The qualitative difference between the developed scenarios is an increase in the plasma current and discharge duration with a constant breakdown stage, as well as the presence of a software stage of reducing the plasma current before the discharge is completed. In addition, the technological limitations of the power supply sources of the coils and the requirement to minimize the current reversal in the control coils in the zone of near-zero currents were taken into account. The main goal of the scenarios obtained is the realization of a current plateau during the discharge with the presence of a stage of software reduction of the plasma current before the end of the discharge. The work carried out in 2021 was the next significant step towards bringing the KTM unit to design parameters.

Key words: tokamak, scenario, plasma, current, current plateau, DINA plasma-physical code, scenario verification, KTM.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-46-1-95-105

ВВЕДЕНИЕ

В ходе осенне-зимней экспериментальной кампании 2021 г. на токамаке КТМ был апробирован токовый сценарий удержания плазмы с выходом на плато тока без применения системы управления плазмой. Одной из целей экспериментов была возможность увеличения длительности плазменного разряда при неизменной стадии пробоя, зарекомендовавшей себя стабильностью получения плазмы в установке КТМ. В токовом сценарии предполагалось использование реверса тока в обмотке индуктора. Все разряды были рассчитаны при одинаковом поле тороидальной обмотки (ТФ), равном 0,9 Тл.

МЕТОДИКА ПОДГОТОВКИ СЦЕНАРИЯ РАЗРЯДА С ВЫХОДОМ НА ПЛАТО ТОКА 150 КА

При разработке и расчёте этого токового сценария разряда использовался полуторамерный эволюционный код ДИНА [1—4], и самосогласованно решается двумерное уравнение Грэда—Шафранова для

равновесия плазмы с системой одномерных, усреднённых по магнитным поверхностям уравнений переноса: электронной и ионной энергии, плотности плазмы и полоидального магнитного потока. При подготовке сценария в качестве исходных данных задаётся временная эволюция тока плазмы, большого и малого радиусов плазменного шнура и плотности плазмы. Граница плазмы в каждый момент определяется двадцатью одной контрольной точкой, полагая, что на протяжении всего разряда плазма сохраняет круглую форму. В расчётной модели используется скейлинг T-11 и учитываются такие примеси, как углерод, кислород. В расчёте используется модель, описывающая динамику зарядовых состояний, излучение и перенос примесей [5]. Рассмотрены сценарии с различным уровнем содержания примесей в плазме. В качестве прототипа программных токов на начальной стадии разряда использованы экспериментальные данные разряда 4411, который повторил разряды 4397 и 4398. Такой подход позволяет использовать уже отработанный сценарий пробоя и предполагает, что до 27 мс с момента начала пробоя в сценарий включаются экспериментальные токи, полученные в базовом разряде, в данном случае 4411. При таком подходе оказывается возможным рассчитать конфигурацию границы плазменного шнура на момент перехода к расчёту сценария и включить её сценарные данные, предписывающие задание эволюции границы плазмы. В процессе моделирования выполняется расчёт сценария токов в обмотках полоидального поля, обеспечивающих заданную программу тока и границы плазмы.

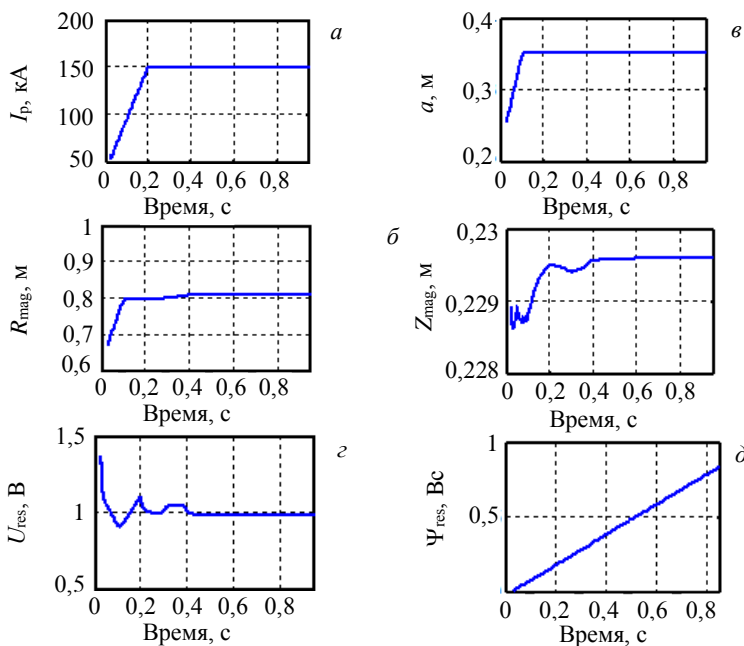


Рис. 1. Ток плазмы (а), положение магнитной оси плазменного шнура (б), малый радиус плазмы (в), резистивное напряжение (г), резистивные потери полоидального потока (д) в сценарии с низким содержанием примесей

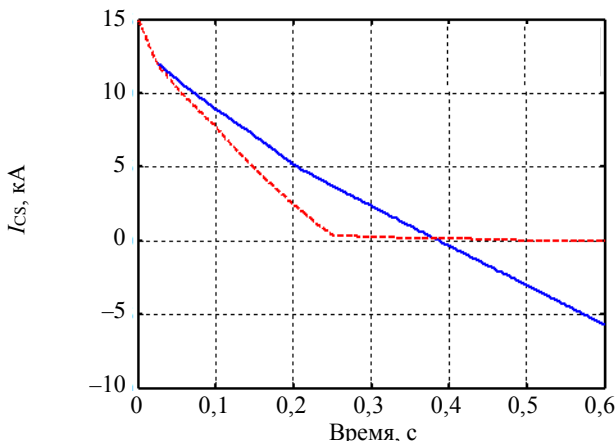


Рис. 2. Ток в индукторе для сценария с низким содержанием примесей: — чистая плазма; - - - разряд 4411

РАСЧЁТ СЦЕНАРИЯ С ВЫХОДОМ НА ПЛАТО ТОКА 150 кА ПЛАЗМЫ С НИЗКИМ СОДЕРЖАНИЕМ ПРИМЕСЕЙ

На рис. 1 показаны предполагаемые параметры плазмы для рассчитанного сценария: ток плазмы, положение магнитной оси плазменного шнура, малый радиус плазмы, резистивное напряжение и резистивные потери полоидального потока.

На рис. 2 показана динамика тока в индукторе, красная пунктирная линия соответствует реальному току в разряде 4411. При заданной концентрации примесей углерода $1,5 \cdot 10^{-2}$ и кислорода $0,2 \cdot 10^{-3}$ относительно средней плотности электронов обеспечивается продолжительность стадии плато тока плазмы почти до 0,75 с. При этом видно, что в базовом экспериментальном сценарии потери полоидального потока индуктора оказываются значительно выше, что свидетельствует о присутствии в моделируемой плазме меньшего количества примесей по сравнению с базовым разрядом 4411. В связи с этим расчёты были проведены с увеличенным количеством примесей.

РАСЧЁТ СЦЕНАРИЯ С ВЫХОДОМ НА ПЛАТО ТОКА 150 кА ПЛАЗМЫ С УВЕЛИЧЕННЫМ СОДЕРЖАНИЕМ ПРИМЕСЕЙ

На рис. 3 показаны предполагаемые параметры плазмы: ток плазмы, положение магнитной оси плазменного шнура, малый радиус плазмы, резистивное напряжение и резистивные потери полоидального потока.

На рис. 4 показана динамика тока в индукторе, красная пунктирная линия соответствует току в базовом разряде. Видно, что при повышении в расчёте концентрации примеси углерода до $5,5 \cdot 10^{-2}$ относительно средней плотности электронов удаётся на стадии ввода тока плазмы (в течение более 200 мс) следовать траектории тока в индукторе, полученной в базовом разряде. При этом длительность стадии плато тока плазмы не превышает 0,4 с, что на 350 мс меньше, чем в разряде с меньшим количеством примесей.

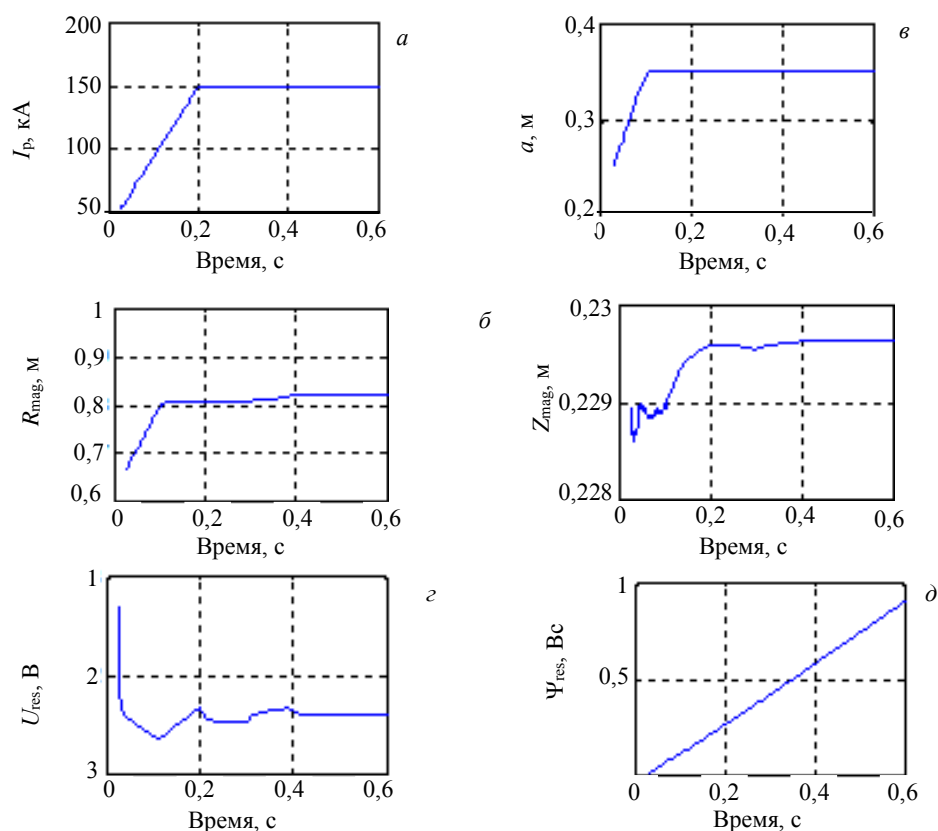


Рис. 3. Ток плазмы (а), положение магнитной оси плазменного шнура (б), малый радиус плазмы (в), резистивное напряжение (з), резистивные потери полоидального потока (д) в сценарии с большим содержанием примесей

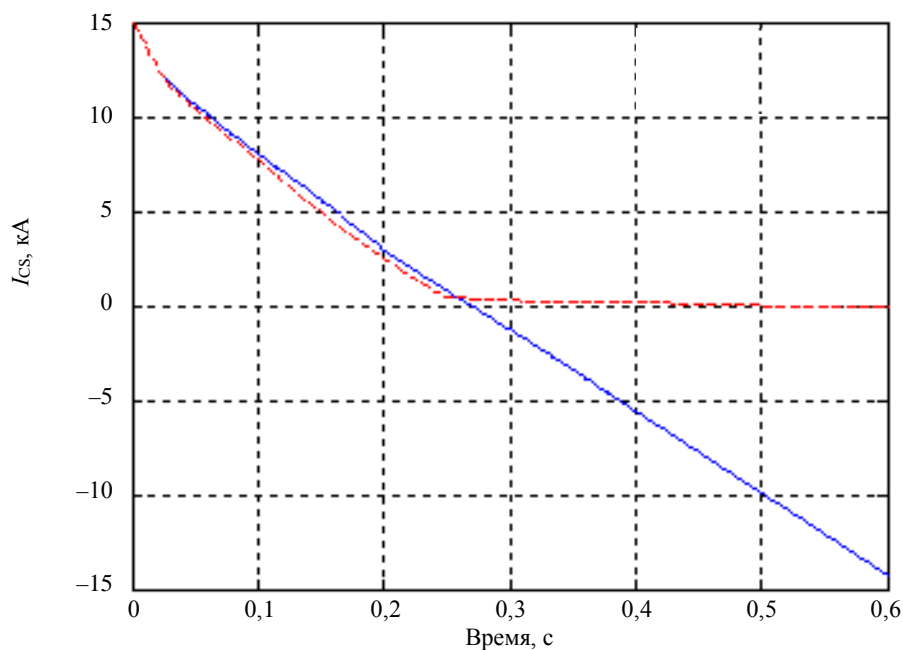


Рис. 4. Ток в индукторе для сценария с большим содержанием примесей: — сценарий; - - - разряд 4411

ПРОВЕРКА ПРОГРАММНОГО ТОКОВОГО СЦЕНАРИЯ НА ВОЗМОЖНОСТЬ РЕАЛИЗАЦИИ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОМ РАЗРЯДЕ

Для проверки реализуемости сценариев на установке КТМ использовалась Simulink-модель, имитирующая поведение источников питания и ЭМС токамака. В основу используемой модели легла электротехническая Simulink-схема, разработанная специалистами ТомИУС-Проект. Схема исходной модели показана на рис. 5. Схема модернизированной модели, используемой при расчётах верификации исполнимости сценария токов обмоток, показана на рис. 6.

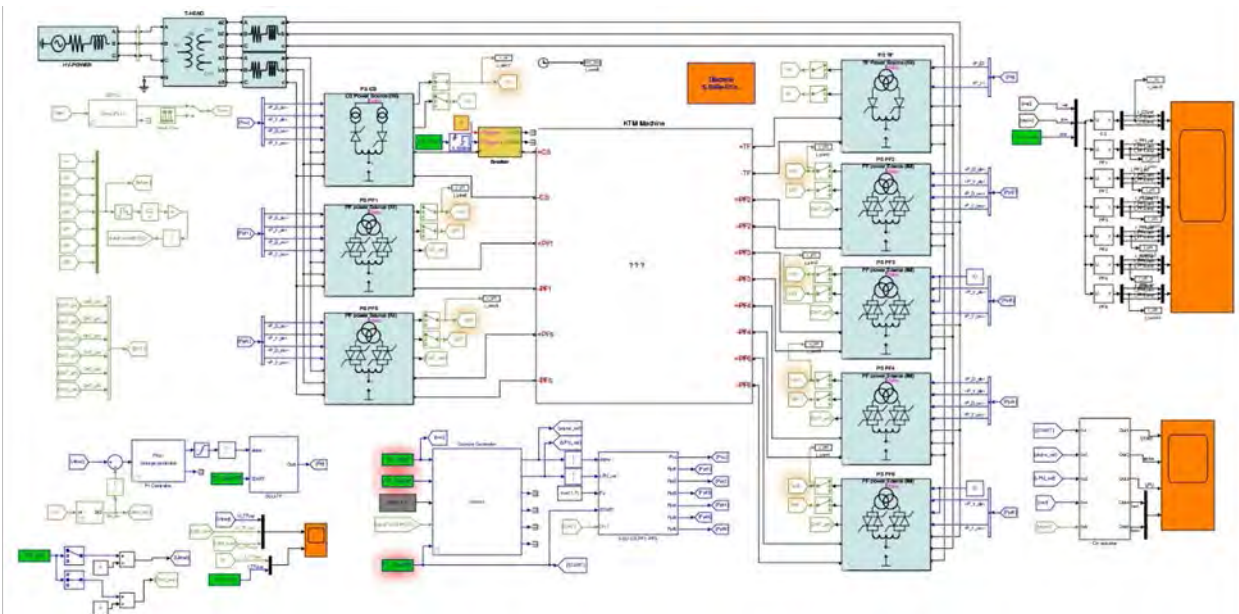


Рис. 5. Схема Simulink-модели ЭМС токамака КТМ, разработанная ТомИУС-Проект

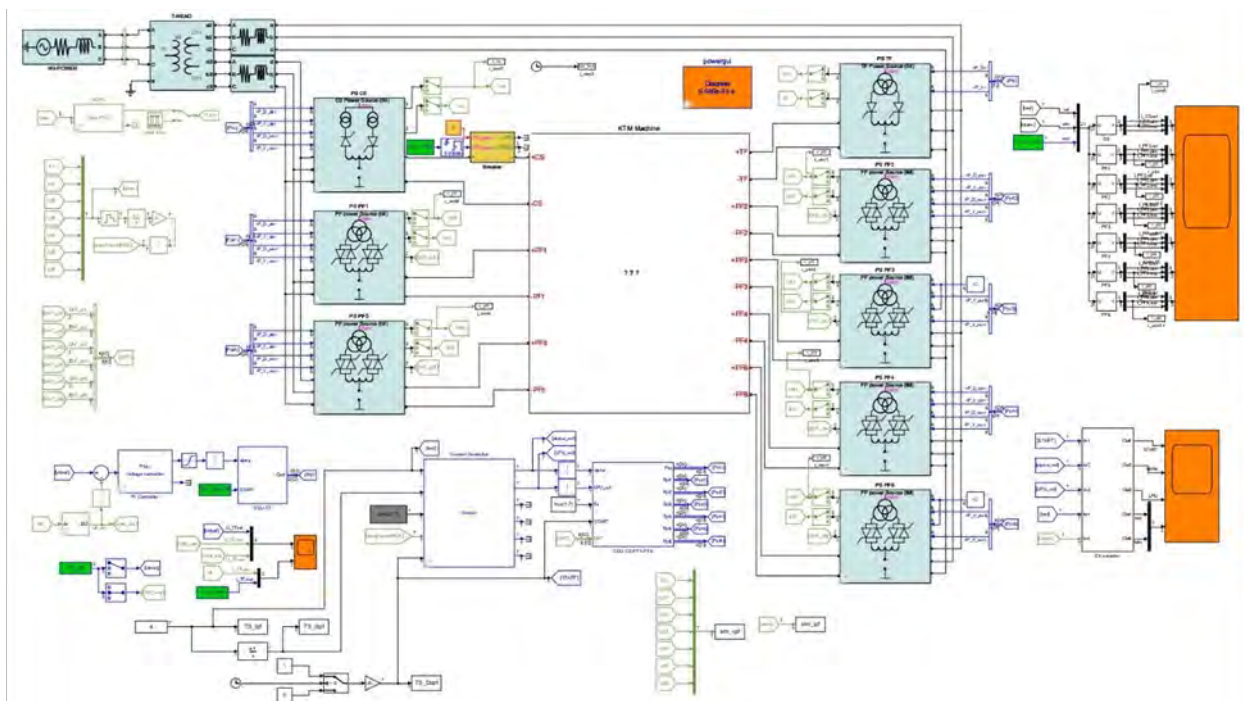


Рис. 6. Схема модернизированной Simulink-модели ЭМС токамака КТМ

Проверка реализуемости токовых сценариев проводится по абсолютной величине достигаемого тока в полоидальной обмотке, по скорости его нарастания и возможности контролируемого перехода значений тока через ноль. Для проведения данной проверки в разработанные токовые сценарии включались стадии пробоя и ввода тока, испытанные в ходе базового эксперимента. На вход модели пода-

ются данные рассчитанных по коду ДИНА программных токов, обозначенных «gef». На выход модели подаются токи, обозначенные «sim», которые могут быть обеспечены системой электропитания обмоток полоидального поля для заданных программных токов. Модель обмоток КТМ реализована блоком взаимоиндуктивных катушек. За исключением стадии перехода тока в обмотке через ноль, данная модель зарекомендовала себя хорошим совпадением с поведением токов в реальном эксперименте. Для сценария с током плазмы 150 кА с удержанием плато в предположении плазмы с большим содержанием примесей на рис. 7—13 показаны сравнения величин программных токов и токов, полученных в процессе проверки на их реализуемость. Помимо этого, на графиках добавлен измеренный в эксперименте ток обмоток разряда 4429 (зелёный пунктир). Имеющиеся различия сценарных токов с токами, выданными моделью, связаны с ограничениями источников питания соответствующих обмоток. Также можно заметить, что модель хорошо описывает эксперимент, не считая зоны нахождения значений токов около нуля, обусловленных ограничениями источников питания обмоток при малых значениях токов.

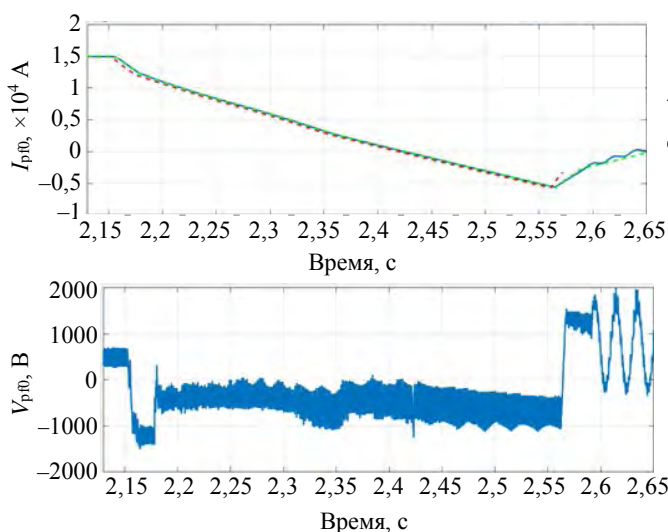


Рис. 7. Сценарный ток «original scenario» (—) в обмотке индуктора, «checked scenario» (---) — рассчитанный ток в Simulink-модели, эксперимент (----). Напряжение на обмотке индуктора

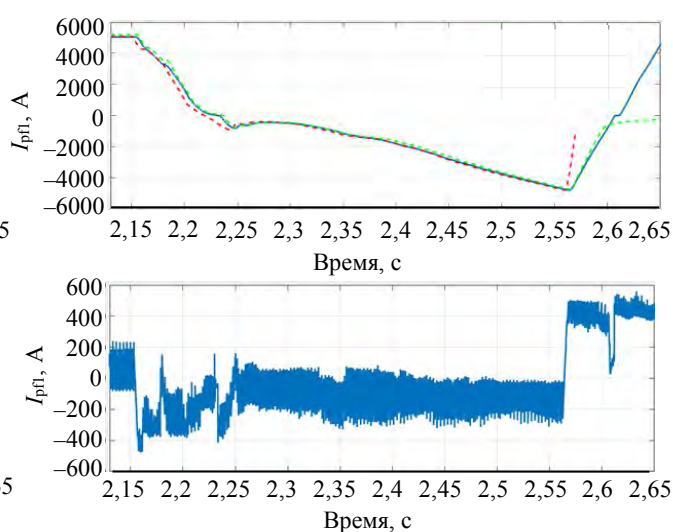


Рис. 8. Сценарный ток «original scenario» (—) в обмотке управления PF1, «checked scenario» (---) — рассчитанный ток в Simulink-модели, эксперимент (----). Напряжение на обмотке управления PF1

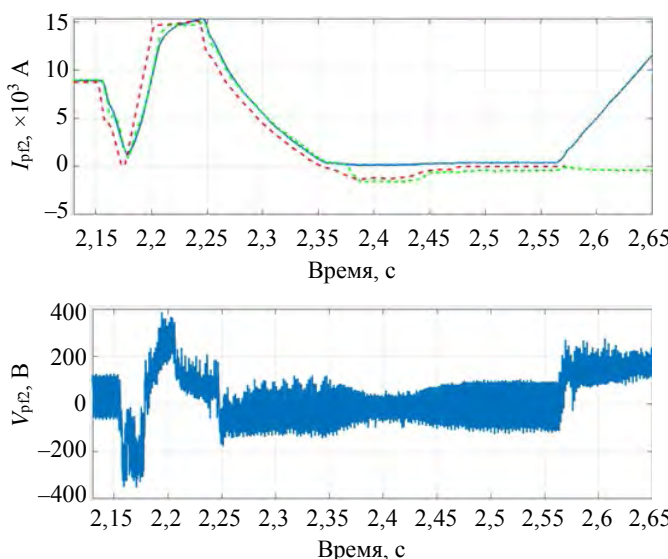


Рис. 9. Сценарный ток «original scenario» (—) в обмотке управления PF2, «checked scenario» (---) — рассчитанный ток в Simulink-модели, эксперимент (----). Напряжение на обмотке управления PF2

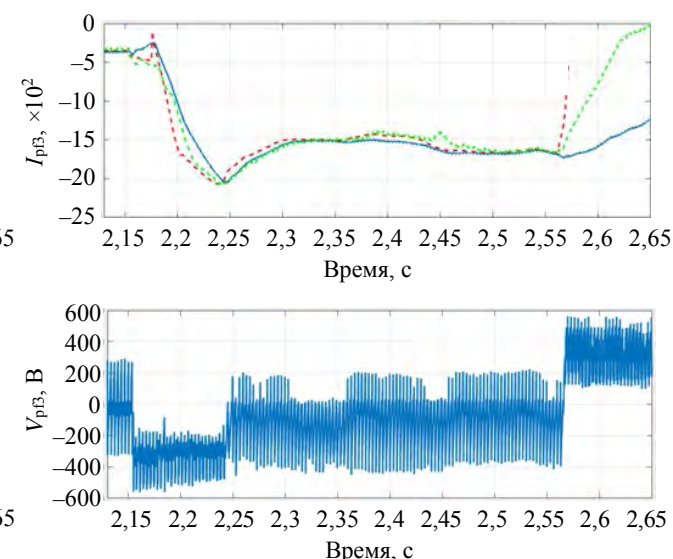


Рис. 10. Сценарный ток «original scenario» (—) в обмотке управления PF3, «checked scenario» (---) — рассчитанный ток в Simulink-модели, эксперимент (----). Напряжение на обмотке управления PF3

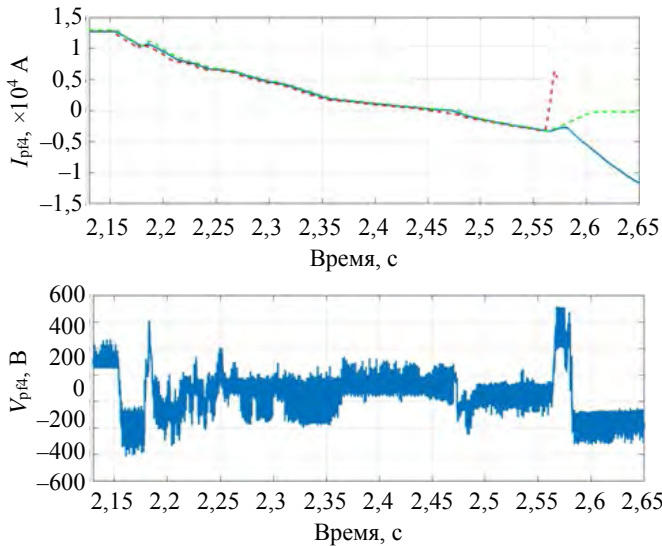


Рис. 11. Сценарный ток «original scenario» (—) в обмотке управления PF4, «checked scenario» (---) — рассчитанный ток в Simulink-модели, эксперимент (---). Напряжение на обмотке управления PF4

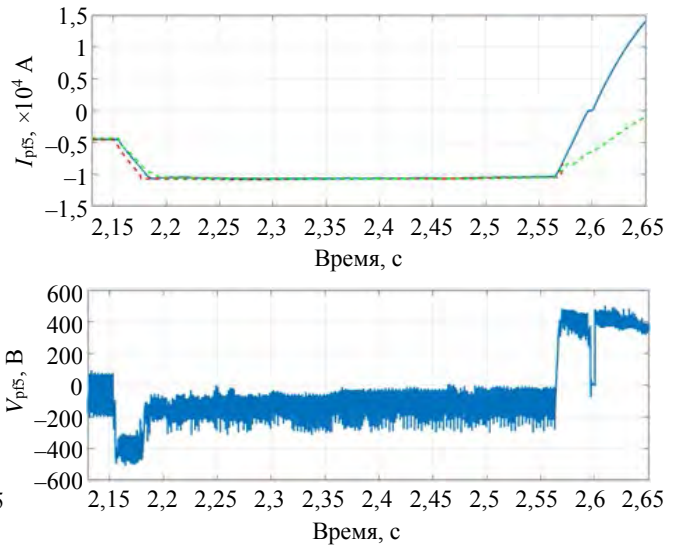


Рис. 12. Сценарный ток «original scenario» (—) в обмотке управления PF5, «checked scenario» (---) — рассчитанный ток в Simulink-модели, эксперимент (---). Напряжение на обмотке управления PF5

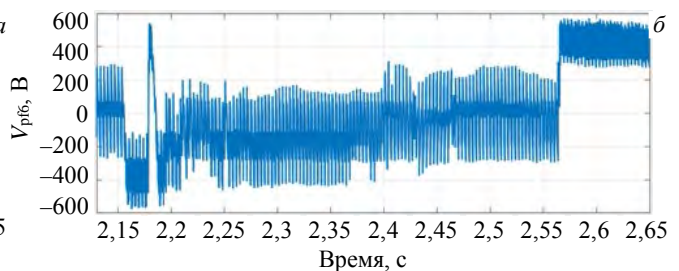
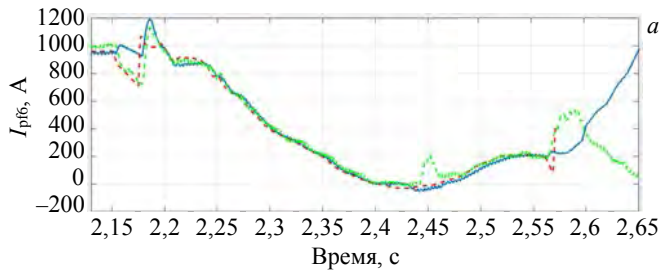


Рис. 13. Сценарный ток «original scenario» (—) в обмотке управления PF6, «checked scenario» (---) — рассчитанный ток в Simulink-модели, эксперимент (---) (а); напряжение на обмотке управления PF6 (б)

Разработанная программа токового сценария для плазмы с более высоким содержанием примесей прошла тестирование на возможность реализации в экспериментальном разряде, и по его итогам принято решение использовать представленный сценарий программных токов при проведении экспериментальных разрядов.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ РАЗРЯДЫ С ВЫХОДОМ НА ПЛАТО ТОКА 150 кА

В осенне-зимнюю кампанию было проведено четыре экспериментальных разряда 4429, 4430, 4440 и 4447 с токовым сценарием по выходу на плато тока 150 кА. На рис. 14 показаны динамика тока в обмотке индуктора и ток плазмы для указанных разрядов, штриховая линия соответствует программным токам сценария

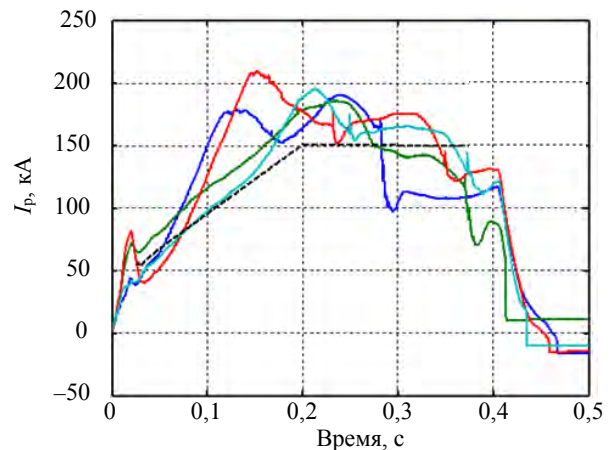
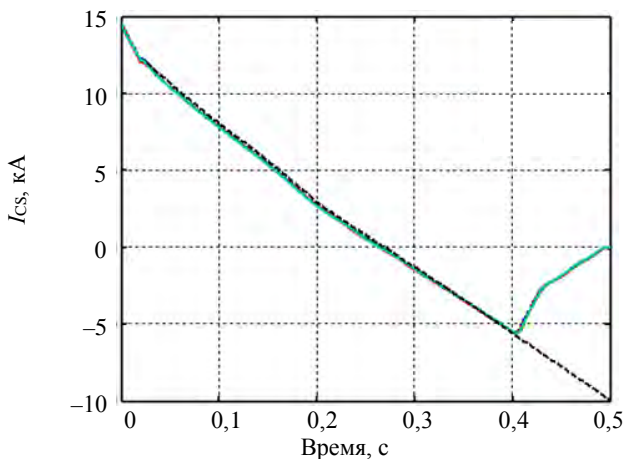


Рис. 14. Ток в индукторе I_{cs} , ток плазмы I_p : 4429 (—), 4430 (—), 4440 (—), 4447 (—), scen (---)

(для плазмы с более высоким содержанием примесей). Отметим, что ток в индукторе одинаковый для этих разрядов. На рис. 15—17 показаны токи в обмотках управления в процессе развития разрядов, штриховая линия соответствует программным токам токового сценария. В табл. 1 приведены значения максимальных токов плазмы, достигнутых в указанных разрядах без использования системы управления плазмы (СУП).

Таблица 1. Максимальные токи плазмы в разрядах без использования СУП

№ разряда	Время, с	Ток плазмы, кА
4429	0,239	190,1
4430	0,234	185,5
4440	0,153	209,2
4447	0,213	194,9

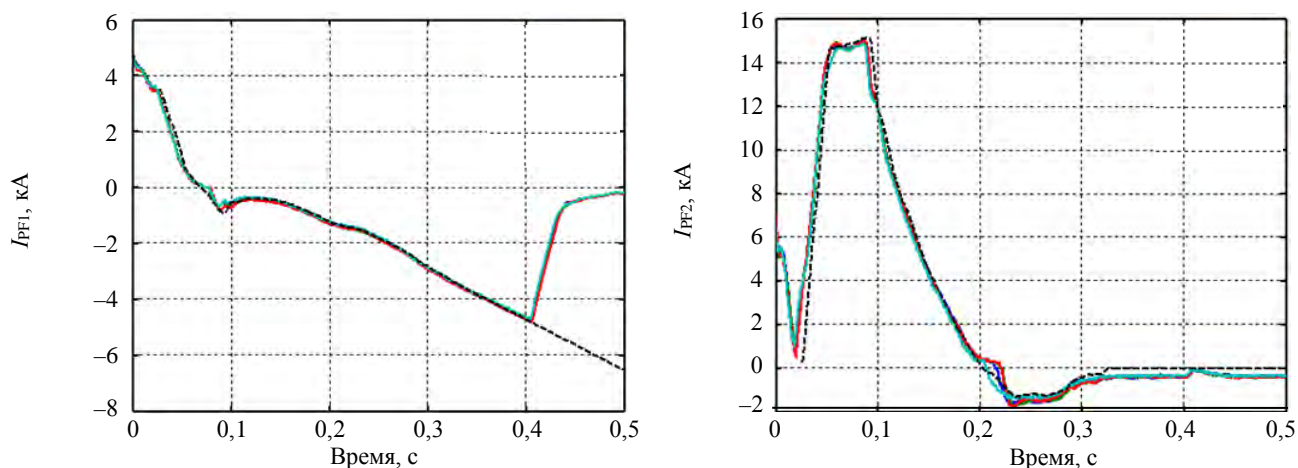


Рис. 15. Токи в обмотках управления I_{RF1} и I_{RF2} : 4429 (—), 4430 (—), 4440 (—), 4447 (—), scen (-----)

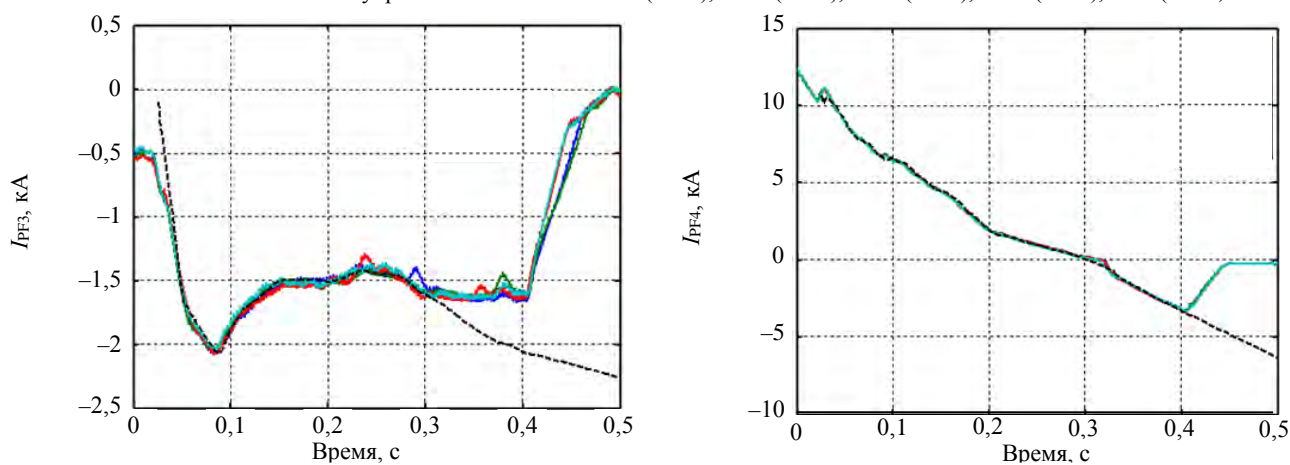


Рис. 16. Токи в обмотках управления I_{RF3} и I_{RF4} : 4429 (—), 4430 (—), 4440 (—), 4447 (—), scen (-----)

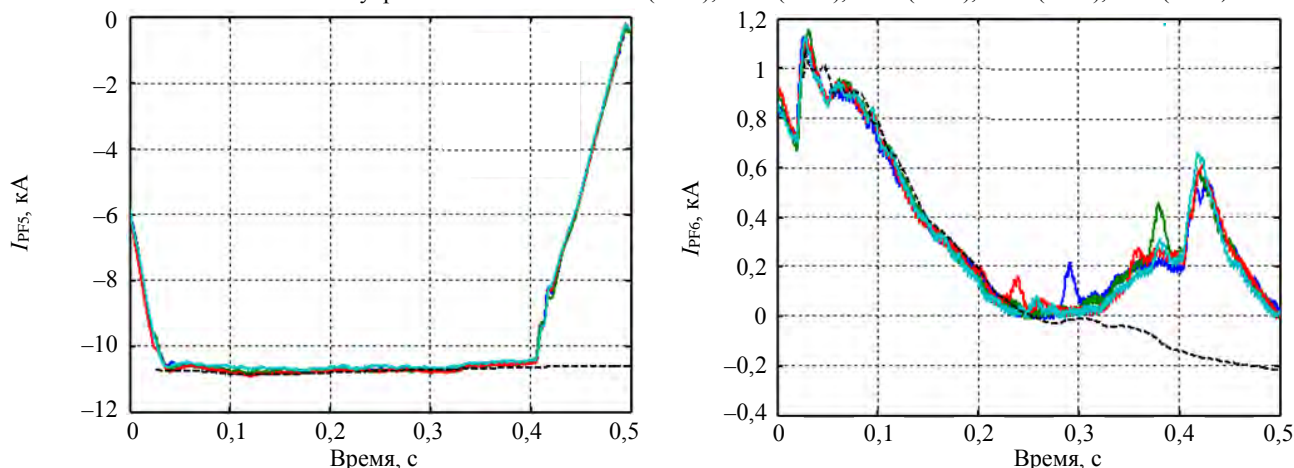


Рис. 17. Токи в обмотках управления I_{RF5} и I_{RF6} : 4429 (—), 4430 (—), 4440 (—), 4447 (—), scen (-----)

По результатам экспериментального разряда 4430 выполнено моделирование сценария в режиме заданных токов в обмотках, взятых из данных эксперимента. На рис. 18—23 показана динамика параметров плазмы в процессе развития разряда. Синими линиями показаны программные данные разряда, красными штриховыми линиями — результаты постразрядного моделирования. Использована настройка

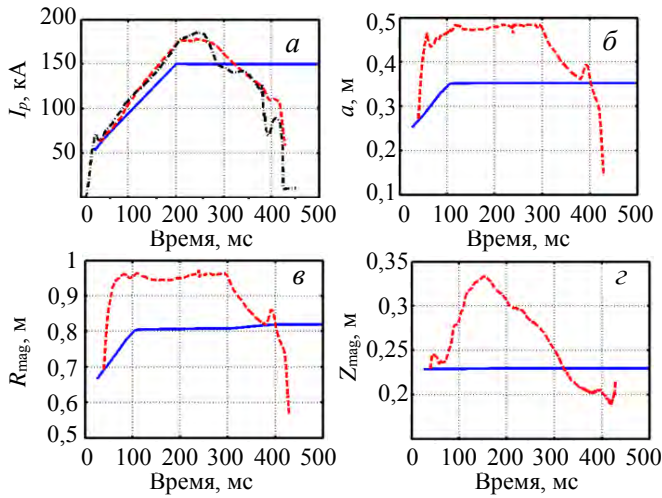


Рис. 18. Ток плазмы (а), малый радиус плазмы (б) и положение магнитной оси (в, г)

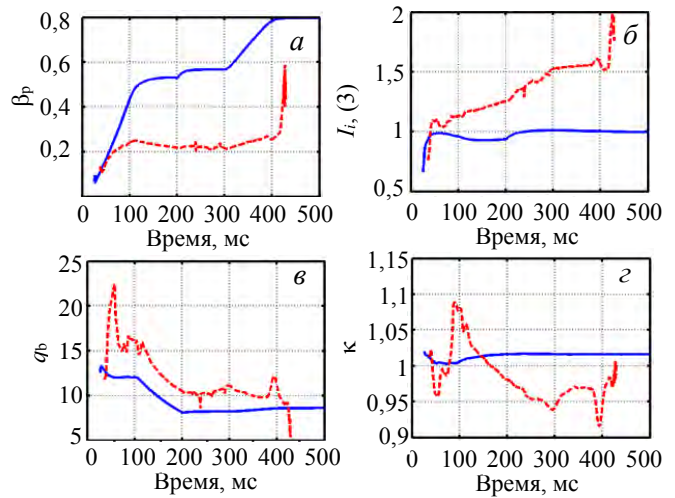


Рис. 19. Полоидальная бета (а), коэффициент внутренней индуктивности (б), запас устойчивости на границе (в), вытянутость плазмы (г)

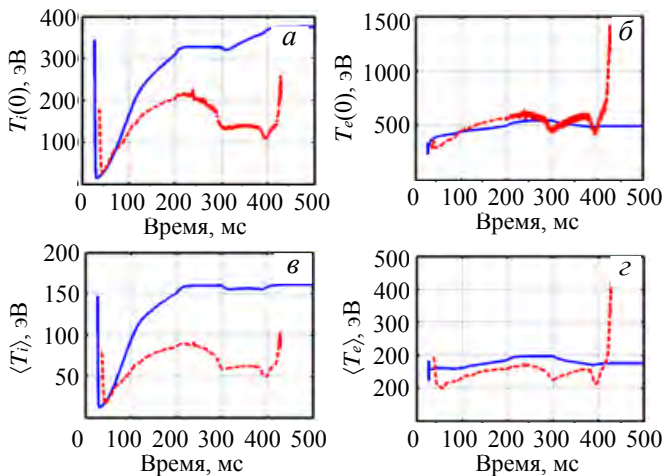


Рис. 20. Температуры ионов (а) и электронов (б) в центре шнура и их усреднённые значения по объёму плазмы (в, г)

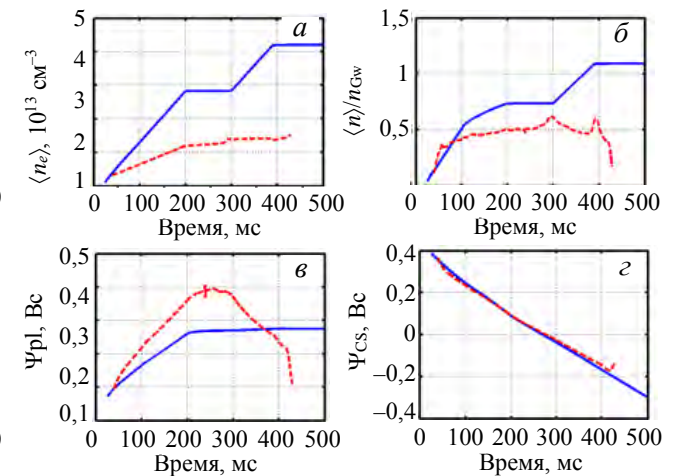


Рис. 21. Средняя плотность электронов (а), фактор Гринвальда (б), полоидальный ток плазмы (в) и полоидальный ток индуктора (г)

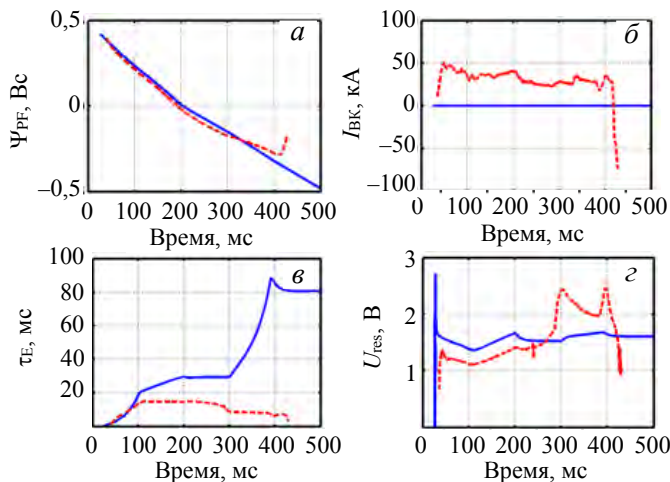


Рис. 22. Полоидальный ток обмоток (а), ток в вакуумной камере (б), энергетическое время жизни (в), резистивное напряжение (г) по тороидальному обходу плазмы

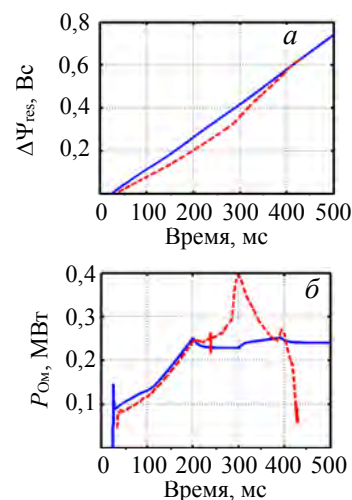


Рис. 23. Резистивные потери полоидального потока (а), мощность омического нагрева (б)

фактора аномальности для неалкаторного скейлинга с целью следования за экспериментальным током плазмы. На рис. 18 чёрной штрихпунктирной линией показан экспериментальный ток плазмы в разряде 4430. В соответствии с мнением экспериментаторов в расчёте предполагается, что плотность ионов основной плазмы находится на уровне $\sim 1,0 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-3}$. На рис. 19 видно, что плазма имеет относительно круглую форму и вытянутость плазменного шнура находится в диапазоне $\sim (0,9—1,1)$. При этом горизонтальное положение плазмы оказывается в достаточно стабильном положении с отклонениями не более $\pm 0,10 \text{ м}$. Температуры ионов и электронов показаны на рис. 20. На рис. 21—23 показана динамика полоидальных потоков в обмотках, в плазме и резистивные потери потока в процессе разряда. Эволюция энергетического времени жизни и резистивного напряжения показана на рис. 22.

На рис. 24—25 показана конфигурация плазмы в процессе развития разряда. Моделирование разряда в режиме заданных токов заканчивается после 400 мс, когда ток снижается и плазма уходит на внутреннюю стенку вакуумной камеры.

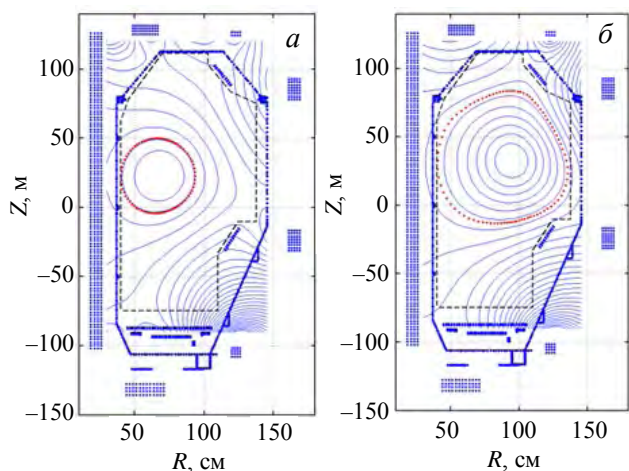


Рис. 24. Конфигурация плазмы на стадии начала ввода тока плазмы (35 мс) (а) и при токе 130 кА, (б)

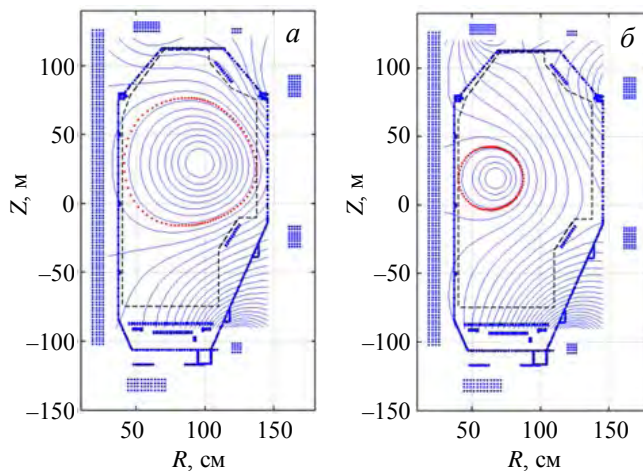


Рис. 25. Конфигурация плазмы на стадии плато тока плазмы (234 мс) (а) и к моменту окончания разряда при токе 78 кА (б)

Т а б л и ц а 2. Численные значения токов I_p , I_{CS} , I_{p1} — I_{p6} , показанные на рис. 24 и 25

Рис. №	I_p , кА	I_{CS} , кА	I_{p1} , кА	I_{p2} , кА	I_{p3} , кА	I_{p4} , кА	I_{p5} , кА	I_{p6} , кА	Время, мс
24 (а)	66,252	12,029	2,8588	3,18	-0,58621	11,41	-9,6521	1,1248	35
24 (б)	130,3553	6,7456	-0,41463	7,6298	-1,6547	5,5603	-10,808	0,5667	134
25 (а)	176,0613	1,7465	-1,5129	-0,37054	-1,4964	1,4733	-10,739	0,055536	234
25 (б)	78,4162	-4,7752	-3,5569	-0,13662	-1,3522	-2,7411	-9,3112	0,4192	434

На рис. 26 синими линиями показаны ток и координаты положения плазменного шнура по данным токового сценария, красные линии соответствуют расчёту в режиме заданных токов. Кружками обозначены данные, полученные в результате расчёта параметров шнура по данным восстановительного кода с использованием экспериментальных данных разряда 4430 (токи в обмотках, сигналы магнитной диагностики). Данные, помеченные крестиками, получены по восстановительному коду на основе рассчитанных данных магнитной диагностики (в ДНО и ДФМП), полученных в ходе проведения моделирования разряда 4430 в режиме заданных токов. Отметим, что после 200-й мс наблюдается достаточно хорошее согласие восстановленных параметров (R , Z) при использовании экспериментальных данных магнитной диагностики (кружки) и рассчитанных данных магнитной диагностики (крестики). Однако

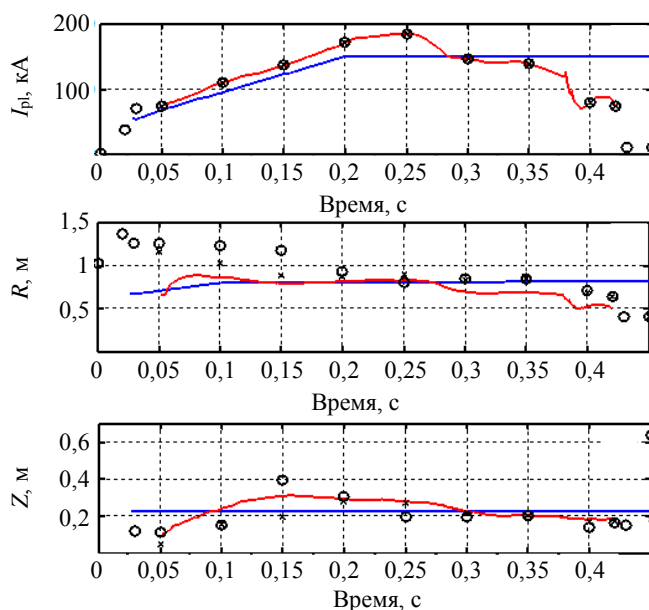
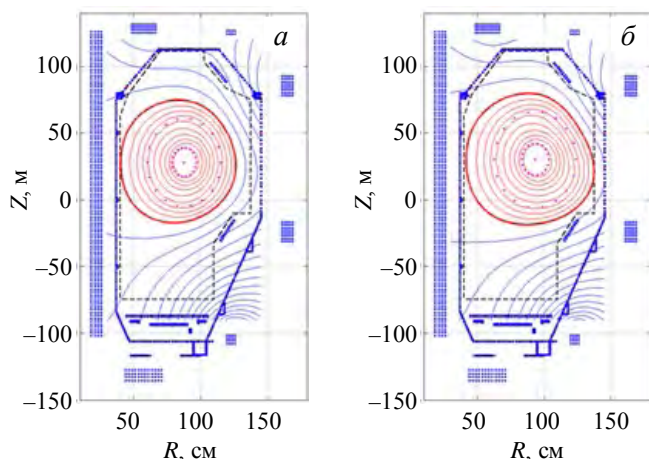


Рис. 26. Ток и координаты плазменного шнура по расчётам восстановительного кода (—) и заданные сценарием (—)



Ток, кА	27(a)	27(б)
I_p	171,5325	171,306
I_{CS}	3,2748	3,2818
I_{p1}	-1,1345	-1,1409
I_{p2}	0,92426	0,89537
I_{p3}	-1,5437	-1,5344
I_{p4}	2,4271	2,4341
I_{p5}	-10,7766	-10,7702
I_{p6}	0,19756	0,19374
Время, мс	2350	2350

Рис. 27. Реконструкция формы плазмы по данным расчёта в режиме заданных токов (а) и экспериментальным данным ЭМД разряда 4430 (б)

до 200-й мс имеется значительное расхождение расчётных и восстановленных данных при моделировании в заданных токах. Причиной этого можно считать то, что неизвестна величина токов в камере и пассивных проводниках (в экспериментальных разрядах отсутствует измерение тока во внешнем поясе Роговского). Поэтому при проведении расчёта по восстановительному коду не учитывались данные этой диагностики, тогда как на стадии ввода тока плазмы суммарный ток в элементах пассивной структуры достигает нескольких десятков кА. На рис. 27 показана восстановленная конфигурация плазмы в момент выхода на плато тока плазмы, что происходит примерно к 200-й мс от начала разряда. Восстановление формы (см. рис. 27, а) выполнено по данным магнитной диагностики, рассчитанным в процессе моделирования в режиме заданных токов. Время указано в соответствии с данными отчёта времени, используемого в эксперименте (2350 мс). Конфигурация плазмы, показанная на рис. 27, б, также соответствующая моменту выхода на плато тока плазмы, рассчитана по экспериментальным данным магнитной диагностики разряда 4430. Отличия конфигураций плазмы,

наблюдаемые на этих рисунках, по-видимому, связаны с разницей сигналов магнитной диагностики, главным образом в ДФМП, а также из-за отсутствия данных по сигналам во внешнем поясе Роговского на установке КТМ в течение осенне-зимней кампании 2021 г.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

При подготовке к осенне-зимней кампании 2021 г. разработан токовый сценарий разряда для выхода на ток плазмы 150 кА с учётом ограничений по напряжениям источников питания и токам в обмотках полоидального поля КТМ. Согласно сценарию на протяжении разряда плазма сохраняет круглую форму. С целью увеличения продолжительности разряда предполагается реверс тока в обмотках индуктора до -15 кА. В расчётной модели учитываются несколько видов примесей: углерод, кислород. Выполнено тестирование программы токового сценария разряда на возможность его реализации в экспериментальном разряде. В ходе кампании выполнен ряд разрядов с использованием разработанного сценария без использования системы управления. Относительно устойчиво в этих разрядах ток плазмы выходил на уровень ~200 кА, оставаясь на этом уровне примерно 200 мс. В ходе экспериментальной кампании не работала система регулирования плотности плазмы. По мнению экспериментаторов, величина плотности электронов плазмы была на минимальном уровне обнаружения, а имеющийся СВЧ-интерферометр измерял плотность электронов плазмы с большой ошибкой. Это обстоятельство оказало существенное влияние на совпадение расчётных данных с данными, полученными в результате проведения экспериментов без использования системы магнитного управления. Для повышения качества проводимых как расчётных, так и экспериментальных исследований необходимо обеспечить надёжную работу штатных диагностических систем установки. Эти изменения позволят качественно улучшить программный комплекс для расчёта сценариев за счёт уточнения параметров, используемых в модели плазмы, и улучшить совпадение расчёта с реальными экспериментами.

Авторы благодарят команду токамака КТМ (Институт атомной энергии НЯЦ Республики Казахстан) за подготовку и проведение экспериментов, а также сотрудников НИЦ «Курчатовский институт» за участие в совместных экспериментах.

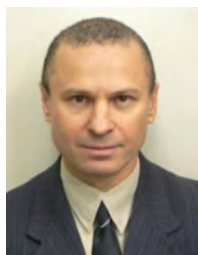
Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования Российской Федерации (грант № 075-15-2021-952) и Министерства энергетики Республики Казахстан по бюджетной программе на 2021—2023 гг. № BR09158585 «Научно-техническое обеспечение экспериментальных исследований на казахстанском материаловедческом токамаке КТМ».

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Khayrutdinov R.R., Lukash V.E.** Studies of plasma equilibrium and transport in a tokamak fusion device with the inverse-variable technique. — J. Comput. Physics, 1993, vol. 109, p. 193—201.
2. **Азизов Э.А., Докука В.Н., Хайрутдинов Р.Р., Минеев А.Б.** Разработка и анализ программных сценариев разрядов в плазме казахстанского материаловедческого токамака (КТМ). — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2009, вып. 4, с. 37—53.
3. **Докука В.Н., Хайрутдинов Р.Р., Кавин А.А.** Синтез и моделирование системы магнитного управления плазмой в токамаке КТМ. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2008, вып. 1, с. 12—25.
4. **Докука В.Н., Хайрутдинов Р.Р.** Расчётные исследования разрядов плазмы в токамаке КТМ в осеннюю кампанию 2019 г. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2020, т. 43, вып. 2, с. 57—66.
5. **Жоголев В.Е.** Редуцированные кинетические модели переноса нейтралов в плазме токамаков. — Физика плазмы, 2012, т. 38, № 10, с. 855—865.



Владимир Николаевич Докука, ведущий инженер, к.ф.-м.н., лауреат премий им. И.В. Курчатова и А.П. Александрова, ветеран атомной энергетики и промышленности; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия
v.dokuka@mail.ru



Рустам Рашитович Хайрутдинов, в.н.с., д.ф.-м.н., лауреат премий им. И.В. Курчатова и А.П. Александрова, ветеран атомной энергетики и промышленности; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия
khayrutd@mail.ru



Эдуард Наилевич Хайрутдинов, инженер 2-й категории; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия
eduardkhayrutdinov@gmail.com



Валерий Филиппович Андреев, в.н.с., д.ф.-м.н., лауреат премии им. И.В. Курчатова, ветеран атомной энергетики и промышленности; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия
Andreev_VF@nrcki.ru



Алексей Михайлович Ли, программист; Национальный исследовательский Томский политехнический университет, 634050 Томск, пр-т Ленина 30, Россия
lee@tpu.ru



Бауржан Жамбулович Чектыбаев, начальник отдела термоядерных исследований; Институт атомной энергии НЯЦ РК, 071100 Курчатов, ул. Бейбит атом 10, ВКО, Республика Казахстан
chektybaev@nnc.kz



Дмитрий Анатольевич Ольховик, начальник комплекса — главный инженер токамака КТМ; Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, Институт атомной энергии НЯЦ РК, 071100 Курчатов, ул. Бейбит атом 10, ВКО, Республика Казахстан
Olkhovik@nnc.kz

Статья поступила в редакцию 5 июля 2022 г.

После доработки 9 января 2023 г.

Принята к публикации 11 января 2023 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2023, т. 46, вып. 1, с. 95—105.

УДК 530.1.074.827

О ВОЗМОЖНОСТИ КАЛИБРОВКИ ФЛУКТУАЦИОННОГО КАНАЛА НЕЙТРОННОЙ ДИАГНОСТИКИ ПЛАЗМЫ

В.А. Воробьёв¹, С.Ю. Обудовский¹, А.С. Джурик¹, А.И. Николаев¹, Т.М. Кормилицын^{1,2}, Ю.А. Кашук^{1,2}

¹Частное учреждение «ИТЭР-Центр», Москва, Россия

²Московский физико-технический институт, Долгопрудный, Московская обл., Россия

В статье приводится обоснование относительно простой возможности калибровки флуктуационного измерительного канала путём обработки серии импульсов ионизационных камер деления, полученных с помощью нейтронного источника малой интенсивности. Флуктуационный канал измерения скорости счёта импульсов является составной частью измерительной системы нейтронной диагностики «Диверторный монитор нейтронного потока» ИТЭР. Флуктуационный способ измерения широко применяется в системах управления ядерными реакторами, а также был неоднократно реализован при измерении потоков нейтронов на термоядерных установках с большим нейтронным выходом TFTR, JET, JT-60U. Метод основан на измерении дисперсии сигнала, формируемого на выходе усилителя сигналов ионизационных камер деления. Теоретической базой метода является вторая теорема Кэмпбелла. В части применения теоремы к ионизационным камерам деления значение дисперсии сигнала пропорционально интенсивности следования (скорости счёта) импульсов детектора нейтронов, которая, в свою очередь, пропорциональна потоку нейтронов. Другое название метода — MSV, что является аббревиатурой Mean Square Value. Калибровка флуктуационного канала представляет собой процесс определения коэффициента пропорциональности, который связывает фактически измеряемое значение дисперсии сигнала ионизационной камеры деления и искомое значение скорости счёта импульсов. Коэффициент пропорциональности зависит как от характеристик детектора (амплитудное распределение импульсов тока, время сбора, электрическая ёмкость), так и от параметров измерительной системы флуктуационного канала (полоса пропускания, качество кабельных линий связи, усилители, фильтры и пр.). В условиях реального физического эксперимента для проведения калибровки требуется аналитическое и экспериментальное исследование двух составляющих сигналов нейтронных детекторов: распределения квадратов амплитуд импульсов для определения среднего квадрата амплитуды и вида функции, описывающей «усреднённую» форму сигналов. При этом проверка правильности расчётов и оценок производится по показаниям референсного измерительного канала (обычно это канал измерения скорости счёта импульсов). Для реализации калибровки требуется проводить измерения с использованием интенсивных источников нейтронного излучения. В статье представлено обоснование возможности калибровки флуктуационного измерительного канала методом регистрации и обработки серии сигналов камер деления от нейтронного источника малой интенсивности. Приведены аналитические выражения для расчёта калибровочного коэффициента флуктуационного измерительного канала. Проведена экспериментальная проверка метода в измерениях потока нейтронов от нейтронного генератора с выходом 10^{11} н./с. Обсуждается возможность калибровки флуктуационного измерительного канала нейтронной диагностики плазмы на площадке ИТЭР с использованием нейтронных источников малой интенсивности.

Ключевые слова: нейтронная диагностика плазмы, ионизационная камера деления, флуктуационный измерительный канал, скорость счёта импульсов.

THE POSSIBILITY OF NEUTRON PLASMA DIAGNOSTIC FLUCTUATION CHANNEL CALIBRATION

V.A. Vorobiev¹, S.Yu. Obudovsky¹, A.S. Dzburik¹, A.I. Nikolaev¹, T.M. Kormilitsyn^{1,2}, Yu.A. Kashchuk^{1,2}

¹Institution «Project Center ITER», Moscow, Russia

²Moscow Institute of Physics and Technology, Dolgoprudny, Moscow region, Russia

The article provides a rationale for the relatively simple possibility of calibrating a fluctuation channel (Campbell mode measurements) by processing series of fission chambers (FC) pulses acquired with a low-intensity neutron source. The fluctuation channel for measuring the pulse count rate is an integral part of the ITER neutron diagnostics system «Divertor Neutron Flux Monitor». The fluctuation measurement method is widely used in fission reactor technology and in neutron flux measurement at fusion facilities with a high neutron yield TFTR, JET, JT-60U, etc. The method is based on measuring the dispersion of the signal generated at the output of the FC signal amplifier. The theoretical basis of the method is the so-called second Campbell's theorem. As applied to the FC, the value of the signal dispersion is proportional to the count rate of the FC pulses, which in turn is proportional to the neutron flux. Another name for the method is MSV, an abbreviation for “mean square value”. Calibration of the fluctuation channel is a process of determining the proportionality factor, which relates the actually measured value of the dispersion of the FC signal and the desired value of the count rate (load). The proportionality coefficients depends on both detector characteristics (PHA spectrum, collection time, electric capacitance etc.) and technical parameters of the acquisition system of the fluctuation channel (bandwidth, quality of cable communication lines, amplifiers, filters, etc.). In case of real experiment condition, the calibration process requires an analytical and experimental study of two signal components: the distribution of the squares of the pulse amplitudes to determine the mean square of the amplitude and the type of function that describes the «averaged» shape of the pulses. In this case, the correctness of calculations and estimates is checked using the reference acquisition channel (usually Count-rate mode). The intense neutron sources is necessary to perform fluctuation channel calibration. The article presents the rationale for the possibility of neutron plasma diagnostic fluctuation channel calibration by recording and processing a series of fission chamber signals from a low-intensity neutron source. Analytical expression is given for calculating the

calibration coefficient of the fluctuation channel. An experimental verification of the method was carried out in measurements of the neutron flux from a neutron generator with a yield of 10^{11} n./s. The possibility of calibration at the ITER site using low-intensity neutron sources is discussed.

Key words: neutron diagnostic of plasma, fission chamber, fluctuation (Campbell) measuring mode, pulse counting mode.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-46-1-106-114

ВВЕДЕНИЕ

Нейтронная диагностика ИТЭР предусматривает измерение полного нейтронного потока в диапазоне от 10^{14} до 10^{21} н./с. Измерения в таком широком диапазоне могут быть обеспечены как за счёт использования ионизационных камер деления (ИКД) разной чувствительности, так и за счёт различных методов обработки сигналов ИКД. Сигналы газоразрядных нейтронных детекторов, к которым относятся ИКД, обрабатываются разными методами в зависимости от уровня нейтронного потока. При низкой интенсивности нейтронного источника скорость счёта импульсов ИКД пропорциональна плотности потока нейтронов (счётный метод измерения). С ростом интенсивности нейтронного источника происходят наложения импульсов, в результате чего дисперсия сигналов ИКД пропорциональна плотности потока нейтронов (флуктуационный метод измерения). При высоком уровне потока нейтронов импульсы ИКД накладываются и сливаются, таким образом, генерируемый ионизационный ток камеры пропорционален плотности потока нейтронов (токовый метод измерения).

Флуктуационный метод измерения плотности потока нейтронов реализован как составная часть измерительной системы нейтронной диагностики «Диверторный монитор нейтронного потока» ИТЭР [1]. В составе диагностики 18 ИКД разной чувствительности, и для каждого детектора реализован флуктуационный метод измерения. Применение метода основано на измерении дисперсии сигнала, формируемого на выходе усилителей ионизационных камер деления диагностики. Теоретической основой метода является вторая теорема Кэмпбелла, которая связывает среднюю дисперсию сигнала и интенсивность (скорость счёта) импульсов ИКД, которая, в свою очередь, пропорциональна плотности потока нейтронов. В зарубежной литературе иногда также используется другое название — mean square voltage method [2].

Вторая теорема Кэмпбелла представляет связь дисперсии сигнала с средней интенсивностью следования сигналов в виде выражения [3]

$$MSV = r \int_0^{\infty} s^2(t) dt, \quad (1)$$

где MSV — значение дисперсии сигнала; $s(t)$ — функция отклика измерительной системы на сигнал детектора; r — средняя интенсивность следования сигналов (скорость счёта импульсов). Предполагается, что выход измерительной системы является входом измерителя значения MSV . В методе MSV нет процедуры пересечения уровня порога, требуется только высокочастотная выборка непрерывного сигнала. Также нет проблем с потерей истинного значения количества импульсов вследствие их наложений. Интеграл в (1) есть величина, имеющая размерность $B^2 \cdot c$. Эта величина является коэффициентом пропорциональности (калибровочный коэффициент) между измеренным значением $MSV B^2$ и искомым значением скорости счёта $r c^{-1}$. Таким образом, можно записать уравнение в виде

$$MSV = rC. \quad (2)$$

Для дальнейшего изложения полагаем, что калибровка MSV измерительного канала есть набор процедур для определения значения C в выражении (2).

Если вид $s(t)$ одинаков (или известен) для всех сигналов ИКД, то интеграл в выражении (1) легко вычисляется. Для этого достаточно зарегистрировать один импульс, подобрать аналитическое выражение для аппроксимации его формы и провести соответствующие аналитические расчёты для получения значения C .

В реальных измерениях вид $s(t)$ отличается от импульса к импульсу как по амплитуде, так и по форме. Различие формы импульсов ионизационной камеры деления определяется геометрией детектора,

газовым составом ИКД, направлением вылета осколка и другими физическими процессами [4]. Вид сигнала $s(t)$ также зависит и от реальных технических характеристик измерительной системы (соединительные кабели, разъёмы, усилители, полоса пропускания и т.п.).

В связи с этим аналитический расчёт интеграла в (1) (расчёт величины C в (2)) практически не представляется возможным. По этой причине калибровку MSV измерительного канала обычно производят по показаниям референсного счётного канала при условии обеспечения достаточно высокой загрузки (на практике более, чем 10^5 имп./с) [5]. Это требование не представляет проблем при калибровке флукуационного канала в измерениях потоков нейтронов в активной зоне ядерного реактора, где достаточно просто можно обеспечить скорость счёта импульсов ИКД в диапазоне 10^5 — 10^9 имп./с. При калибровке флукуационного канала нейтронной диагностики на термоядерных установках реализовать это условие не представляется возможным. Более того, проведение измерений на ядерном реакторе не решает проблем калибровки диагностических систем для термоядерного эксперимента, поскольку при монтаже измерительных систем на термоядерной установке меняются линии связи, условия работы, в том числе радиационная и электромагнитная обстановка. На установках УТС калибровка флукуационного канала нейтронной диагностики может быть проведена только в специальных экспериментах с термоядерной плазмой в качестве источника нейтронов, обеспечивающих одновременную работу счётного и флукуационного измерительных каналов диагностики. В некоторых случаях калибровка флукуационного измерительного канала может быть выполнена с помощью нейтронного генератора с выходом 10^{10} — 10^{11} н./с. Однако такая процедура возможна только в небольшом диапазоне потоков нейтронов и исключительно для ИКД с высокой чувствительностью, поскольку необходимо обеспечить скорость счёта импульсов 10^5 имп./с и выше, как уже было отмечено.

В данной статье представлены подходы к обоснованию и экспериментальной проверке предлагаемого метода калибровки с использованием нейтронного источника малой интенсивности. Для этих целей могут быть использованы любые радионуклидные источники нейтронов (Am—Be , Pu—Be , Cf и др.), обеспечивающие скорость счёта импульсов 10^2 имп./с и выше.

ОБОСНОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ КАЛИБРОВКИ ФЛУКТУАЦИОННОГО КАНАЛА С ПРИМЕНЕНИЕМ НЕЙТРОННОГО ИСТОЧНИКА МАЛОЙ ИНТЕНСИВНОСТИ

Теоретическое обоснование калибровки базируется на следующих трёх положениях [3, 5]:

— пуассоновский поток импульсов на выходе измерительной системы формируется как суперпозиция импульсов из G групп. В каждой группе g ($g = 1, \dots, G$) сигналы ИКД на выходе измерительной системы имеют вид $s_g(t)$ и интенсивность r_g ;

— сигналы всех групп не коррелированы между собой;

— значение MSV обладает свойством аддитивности для не коррелированных источников сигналов.

Поэтому в общем виде выражение (1) для сигнала MSV на выходе измерительной системы можно переписать как суперпозицию сигналов от каждой группы:

$$\text{MSV} = \sum_{g=1}^G r_g \int_0^{\infty} s_g^2(t) dt. \quad (3)$$

Пусть за время измерения T от каждой группы поступило n_g импульсов, а всего зарегистрировано M импульсов. Тогда для скоростей счёта можно записать, что

$$r_g = \frac{n_g}{T}; \quad r = \frac{M}{T}. \quad (4)$$

Длительность импульса тока ИКД не может превышать времени сбора заряда [4]. Этим объясняется тот факт, что наблюдаемые на выходе измерительной системы импульсы имеют характерную длительность, не превышающую некоторой величины.

Обозначим характерную длительность импульсов как τ . С практической точки зрения значение τ можно определить на основе анализа длительности по основанию усреднённого импульса ИКД на выходе измерительной системы.

Наличие характерной длительности позволяет заменить предел интегрирования в (3) с бесконечности на τ . Для времени измерения T выражение (3) с учётом (4) можно преобразовать к виду, исключая r_g и T в (3):

$$MSV \approx MSV_T = \sum_{g=1}^G r_g \int_0^{\infty} s_g^2(t) dt = r \left[\frac{1}{M} \sum_{g=1}^G n_g \int_0^{\tau} s_g^2(t) dt \right]. \quad (5)$$

По аналогии с (2) можно записать

$$C = \frac{1}{M} \sum_{g=1}^G n_g \int_0^{\tau} s_g^2(t) dt. \quad (6)$$

Правая часть выражения (6) представляет собой среднее арифметическое значение интегралов по ансамблю из M импульсов. Другими словами, для расчёта значения C необходимо зарегистрировать достаточное число импульсов без каких-либо требований к значению скорости счёта (за исключением общего времени, требуемого для проведения измерений). Это обстоятельство позволяет для калибровки MSV измерительного канала предложить использовать источник нейтронного излучения относительно низкой интенсивности, например, нейтронный генератор или радионуклидные источники нейтронов. Необходимо отметить, что величина M должна быть статистически значимой, т.е. с статистической погрешностью менее 1%. Согласно оценкам значение M должно превышать 30 000. Также полезная загрузка счётного измерительного тракта должна значительно превышать фон, соотношение сигнал/фон должно быть не менее 100.

Для реализации предлагаемого метода можно использовать сегментированные записи сигналов ИКД, поскольку требуется регистрация только отдельных импульсов. Сегментированная запись предназначена для цифровой регистрации редких импульсных сигналов. Для регистрации одного импульса выделяется один сегмент памяти фиксированной длительности. Каждый приходящий импульс записывается в свой сегмент. Запись между сегментами не производится. Таким образом, в каждом сегменте регистрируется один импульс, описываемый соответствующей функцией $s_g(t)$. По окончании регистрации заданного числа сегментов сегменты последовательно объединяются и формируется файл сегментированной записи. В настоящее время такой метод регистрации сигналов является встроенным инструментом современных аналого-цифровых преобразователей (АЦП) и осциллографов [7].

Для сегментированной записи можно показать (см. Приложение), что правая часть выражения (6) может быть представлена в

$$C = \frac{1}{M} \sum_{g=1}^G n_g \int_0^{\tau} s_g^2(t) dt \approx \overline{A_i^2} \frac{N \Delta t}{M}, \quad (7)$$

где N — общее количество отсчётов в сегментированной записи; Δt — период дискретизации АЦП, с; M — количество сегментов в записи (равно количеству импульсов); A_i — значение отсчётов АЦП в каждом i -м измерении.

Значение $\frac{N \Delta t}{M}$ — длительность в секундах одного сегмента. Если длительность сегмента принять равной характерной длительности импульса τ , выражения для калибровочного коэффициента C принимает вид

$$C = \overline{A_i^2} \tau. \quad (8)$$

При этом можно отметить два важных замечания:

— в выражении (8) в явном виде отсутствуют коэффициенты, связанные с техническими параметрами системы регистрации (коэффициент усиления, полоса пропускания и т.п.);

— регистрация импульсов детектора всегда связана с наличием порога регистрации. Это исключает возможность регистрации сигналов ИКД, лежащих ниже порога регистрации. Исходя из выражения (8), наличие порога регистрации при этом должно привести к некоторому увеличению расчётного значения C .

На сигнал детектора накладываются шумы измерительной системы, которые также регистрируются в течение измерений в каждом сегменте. Измеренные (индекс m) отсчёты в выражении (8) можно представить в виде суммы отсчётов сигнала s_i и шума n_i , т.е.

$$A_{im} = s_i + n_i;$$

$$A_{im}^2 = (s_i + n_i)^2 = s_i^2 + 2s_i n_i + n_i^2;$$

$$\overline{A_{im}^2} = \overline{(s_i + n_i)^2} = \overline{s_i^2} + \overline{2s_i n_i} + \overline{n_i^2}.$$

Так как значения отсчётов s_i и n_i не коррелируют между собой, а для шума $\overline{n_i} = 0$, то выражение для измеренного значения C_m можно записать в виде

$$C_m = \overline{A_i^2} \tau = (\overline{s_i^2} + \overline{n_i^2}) \tau = \overline{s_i^2} \tau + \overline{n_i^2} \tau. \quad (9)$$

Таким образом, можно записать

$$\overline{n_i^2} = MSV_n, \quad (10)$$

где MSV_n — значение дисперсии шумов системы регистрации. Это значение может быть измерено независимо. Соответственно калибровочный коэффициент по (8) может быть откорректирован на это значение по формуле

$$C = C_m - MSV_n \tau. \quad (11)$$

При реальных измерениях скорости счёта импульсов в течение на интервале T измеренные значения MSV_m содержат значения сигнала MSV_s и шума MSV_n , т.е.

$$MSV_m = MSV_s + MSV_n. \quad (12)$$

С учётом (2), (9) и (12) расчётное выражение для искомой скорости счёта r можно преобразовать к виду

$$r = \frac{MSV_m - MSV_n}{C}, \quad (13)$$

где MSV_m — измеренное значение сигнала; MSV_n — измеренное значение шумового сигнала в флуктуационном измерительном канале; C — калибровочный коэффициент, рассчитанный по формуле (11).

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА МЕТОДА

Для экспериментальной проверки метода была выполнена обработка записи сигналов ИКД, используемой в качестве монитора нейтронного потока, при выходе нейтронного генератора на максимальную мощность. Для проверки метода была использована схема эксперимента, показанная на рис. 1. В её состав входят нейтронный генератор НГ-24М, ионизационная камера деления (ИКД), усилитель сигналов и регистратор АЦП.

Характеристики элементов экспериментальной установки:

- нейтронный генератор НГ-24М $E_n = 14$ МэВ, выход не менее 10^{11} н./с [8];
- время выхода НГ-24М на максимальную мощность не более 10 с;

НГ-24М



Рис. 1. Схема экспериментальной проверки метода калибровки флуктуационного канала нейтронной диагностики плазмы

- серийная ИКД типа КНТ-30 [9];
- усилитель с дифференциальным подключением ИКД, полосой пропускания 0,03—12 МГц, коэффициентом передачи по току 10^5 В/А, встроенным источником высокого напряжения ± 150 В, передачей сигналов по оптическому кабелю. Общий RMS шума равен 6,1 мВ;
- регистратор выполнен на базе аналого-цифрового преобразователя PCie дигитайзера m4i.4450-x8 (14 бит, частота дискретизации до 500 МГц);
- счётный канал измерительной схемы реализован программным образом с порогом счёта импульсов 50 мВ. Такое значение порога исключает счёт импульсов, обусловленных шумами схемы.

На рис. 2 показана осциллограмма сигнала с выхода усилителя. Общая длительность записи составила 17 с при частоте дискретизации 250 МГц.

Как видно на рис. 2, генерация нейтронов в эксперименте начинается на 3,5-й секунде. Максимальная интенсивность нейтронного излучения достигается через 8 с после включения НГ-24М. Длительность переходного процесса определяется автоматикой системы питания нейтронного генератора.

Начальный участок записи (до 3-й секунды) представляет собой запись шумов системы регистрации. Эта часть сегментированной записи была использована для определения уровня шума флуктуационного канала измерительной системы. На базе участка записи в интервале от 4 до 5 с была сформирована сегментированная запись сигналов ИКД по технологии воспроизведения исходной записи через функциональный генератор (воспроизведение части записанного сигнала). Фрагмент полученной сегментированной записи сигналов показан на рис. 3. Общее число сегментов в записи было принято равным 30 000, длительность одного сегмента составляет 512 нс. Необходимо отметить, что шкала времени на рис. 3 не имеет отношения к реальному времени, а представляет собой сумму длительностей отдельных сегментов.

По данным сегментированной записи в соответствии с описанной процедурой был рассчитан калибровочный коэффициент C , значение которого составляет $1,55 \cdot 10^{-9}$ В²·с.

Далее в исходной записи выделялись временные участки длительностью 10 мс с интервалом 250 мс. Для каждого из них был произведён расчёт скоростей счёта импульсов при пороге регистрации 50 мВ без коррекции смещения базовой линии. Результаты обработки показаны на рис. 4. На рисунке показаны графики зависимостей скоростей счёта импульсов для счётного и флуктуационного измерительных каналов (правая ось) на фоне осциллограммы сигналов на выходе усилителя сигналов ИКД (левая ось).

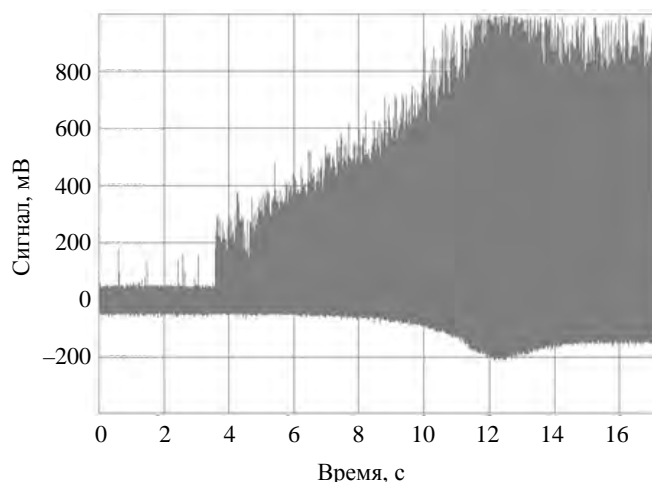


Рис. 2. Осциллограмма сигнала на выходе усилителя при включении нейтронного генератора НГ-24М и выходе на максимальную мощность

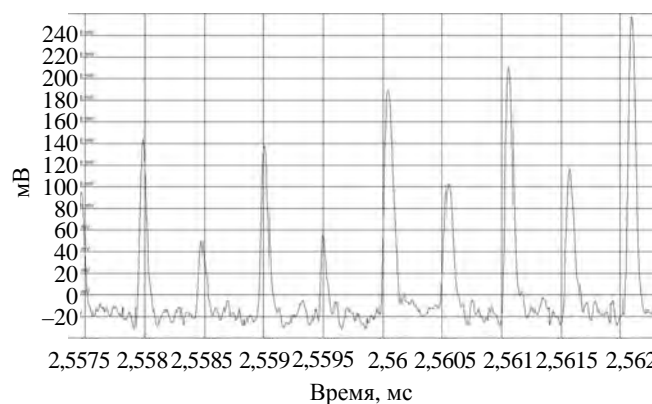


Рис. 3. Фрагмент сегментированной записи сигналов ИКД

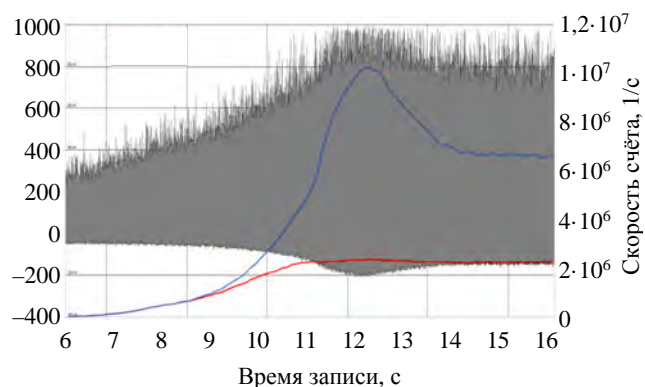


Рис. 4. Наложение скоростей счёта (имп./с) на исходный сигнал, мВ: — — счётный канал; — — флуктуационный (MSV) канал

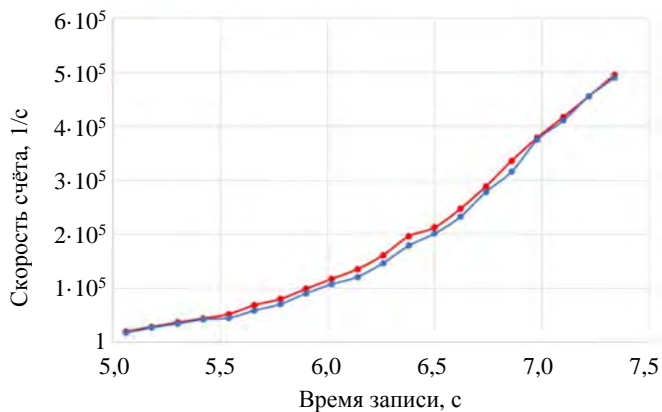


Рис. 5. Графики скоростей счёта на начальном участке эксперимента: ● — счётный канал, ● — MSV-канал

На рис. 5 показан график скоростей счёта для участка записи, приходящейся на интервал от 5-й до 7-й с. В данном интервале, как показано на рис. 4, скорости счёта импульсов в счётном и флюктуационном измерительных каналах совпадают. При дальнейшем увеличении интенсивности нейтронного излучения (интервал от 7-й до 12-й с) счётный канал перегружается и работает в нелинейном режиме, фактически уходя в насыщение из-за значительного наложения импульсов, в то время как данные флюктуационного канала подтверждают рост нейтронного выхода НГ-24М и его последующую стабилизацию.

Результаты, показанные на рис. 5, демонстрируют совпадение значений скоростей счёта счётного и флюктуационного (MSV) измерительных каналов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Приведённые в настоящей статье соотношения (6) и (7), а также предварительные результаты экспериментальной проверки показывают возможность калибровки флюктуационного измерительного канала при малой нагрузке. Предлагаемый подход значительно облегчает проведение расчётов и позволяет выполнить калибровку на месте установки измерительной системы. Калибровочный коэффициент флюктуационного канала нейтронной диагностики может быть определён в результате выполнения последовательности достаточно простых процедур, связанных с получением сегментированной записи данных и её обработки. Ещё одним достоинством метода является возможность использования нейтронного источника малой интенсивности. Относительная безопасность работы с таким источником и его доступность в полной мере компенсируют неудобства, связанные с более продолжительным временем измерений.

Количественные оценки метода (диапазон линейности, погрешности измерений) будут проведены на следующей стадии исследований после оптимизации параметров сегментированной записи (длительность сегмента и порог регистрации), а также учёта влияния шумового сигнала при расчёте калибровочного коэффициента.

Работа выполнена 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 году» и № Н.4а.241.19.22.1123 от 14 февраля 2022 г. «Разработка, опытное изготовление, испытание и подготовка к поставке специального оборудования в обеспечение выполнения российских обязательств по проекту ИТЭР в 2022 году».

ПРИЛОЖЕНИЕ

Рассмотрим сегментированную запись (СЗ), состоящую из M равных сегментов с номером k ($k = 1, \dots, M$). Пусть размер (длина) каждого сегмента одинаков и равен n отсчётов дигитайзера, а период дискретизации равен Δt . Тогда общее число отсчётов N в СЗ и длительность L самой СЗ равны соответственно

$$N = nM; L = \Delta t N. \quad (1)$$

Пусть j — порядковый номер отсчёта в СЗ. Индекс j пробегает значения от 1 до N . Каждому временному отсчёту j соответствует значение A_j отсчёта дигитайзера. Арифметическое среднее $\overline{A_j^2}$ по определению равно

$$\overline{A_j^2} = \frac{\sum_{j=1}^N A_j^2}{N}. \quad (2)$$

СЗ состоит из последовательности сегментов, в каждом из которых записан один из импульсов $s_g(t)$ (см. выражение (6) в основной части статьи). Если пронумеровать импульсы не по группам g , а по номеру k сегмента, то выражение для C представимо в виде

$$C = \frac{1}{M} \sum_{g=1}^G n_g \int_0^{\tau} s_g^2(t) dt \Rightarrow C = \frac{1}{M} \sum_{k=1}^M \int_0^{\tau} s_k^2(t) dt. \quad (3)$$

Для сегмента с номером k , содержащим отсчёты A_{ki} импульса s_k , показанного на рисунке, можно записать, что (i — номер отсчёта в сегменте)

$$\int_0^{\tau} s_k^2(t) dt \cong \sum_{i=1}^n A_{ki}^2 \Delta t. \quad (4)$$

Соответственно с учётом (4) можно записать, что

$$\sum_{k=1}^M \int_0^{\tau} s_k^2(t) dt = \sum_{k=1}^M \sum_{i=1}^n (A_{ki}^2 \Delta t) = \Delta t \left(\sum_{k=1}^M \sum_{i=1}^n A_{ki}^2 \right). \quad (5)$$

В круглых скобках в правой части (4) указана сумма по индексам i и k квадратов отсчётов дигитайзера. Значение суммы не зависит от порядка суммирования. Поэтому в (4) суммирование отсчётов по номеру сегмента и номеру отсчёта в сегменте можно заменить на суммирование отсчётов по j . Заменяв порядок нумерации и учитывая (2), выражение в правых скобках (5) преобразуется к виду

$$\sum_{k=1}^K \sum_{i=1}^n A_{ki}^2 = \sum_{j=1}^N A_j^2 = \overline{A_j^2} N. \quad (6)$$

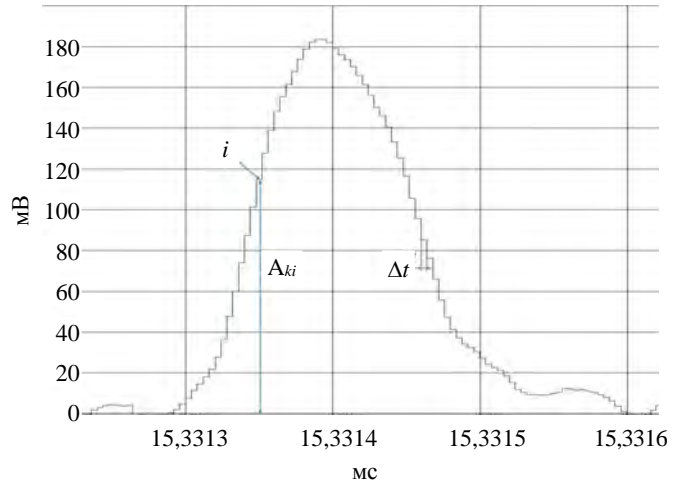
После объединения (6), (5) и правой части (3) выражение для калибровочного коэффициента C приводится к виду

$$C = \overline{A_j^2} \frac{N \Delta t}{M}.$$

Значение $\overline{A_j^2}$ есть среднее значение квадратов отсчётов в СЗ. Это значение легко рассчитать с помощью встроенных инструментов современных дигитайзеров [7].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Fedorov V.A. et al.** Study of the data acquisition system for ITER divertor neutron flux monitor diagnostic. — IEEE Transactions on Nuclear Science, April 2020, vol. 67, № 4.
2. **IEC 61501**, Revision 1.0, November 1998. Nuclear Reactor Instrumentation — Wide Range Neutron Fluence Rate Meter — Mean Square Voltage Method.
3. **Campbell N.R., Francis V.J.** A theory of valve and circuit noise. — J. of the Institution of Electrical Engineers, 1946, vol. 93, part 3, p. 45—92.
4. **Воробьев В.А. и др.** Методика определения времени сбора заряда и среднего заряда в импульсе ионизационной камеры деления. — Измерительная техника, 2019, № 2, с. 60—65.



Скриншот осциллограммы импульса s_k в сегменте номер k

5. **Bae S. et al.** Evaluation of the neutron power signal calibration by the digital NMS applied to the research reactor. — *Progress in Nuclear Energy*, 2017; <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2017.09.013>.
6. **Lichtenstein R.M.** Radiation Measuring Instrument. U.S. Pat. № 2,903,591.
7. **Ровини О. и др.** Современные дигитайзеры. Справочное пособие. — *Системы и технологии автоматизации*, 2016, № 2, с. 4—19.
8. **Сыромукнов С.В. и др.** Генератор нейтронов НГ-24 для ядерной медицины и термоядерных исследований. — *Атомная энергия*, 2015, т. 119, вып. 1, с. 58.
9. <https://niitfa.ru/client/gazorazryadnye-detektory-ioniziruyushchikh-izlucheniya/ionizatsionnye-kamery/>.



Вячеслав Анатольевич Воробьев, с.н.с.; Частное учреждение «ИТЭР-Центр», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, стр. 3, Россия
V.Vorobyov@iterrf.ru



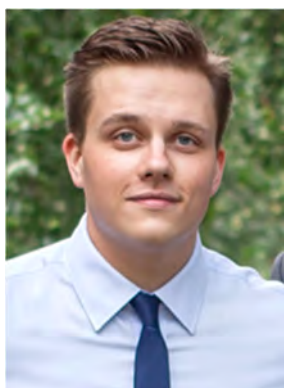
Сергей Юрьевич Обудовский, ведущий специалист; Частное учреждение «ИТЭР-Центр», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, стр. 3, Россия
S.Obudovsky@iterrf.ru



Андрей Сергеевич Джурик, н.с.; Частное учреждение «ИТЭР-Центр», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, стр. 3, Россия
a.dzhurik@iterrf.ru



Антон Игоревич Николаев, м.н.с.; Частное учреждение «ИТЭР-Центр», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, стр. 3, Россия
A.Nikolaev@iterrf.ru



Тимофей Михайлович Кормилицын, к.ф.-м.н., начальник сектора ДМНП ОНСД; Частное учреждение «ИТЭР-Центр», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, стр. 3, Россия; аспирант; Московский физико-технический институт, 141701, Долгопрудный, МО, Институтский пер. 9, Россия
t.kormilitsyn@iterrf.ru



Юрий Анатольевич Кашук, к.ф.-м.н., начальник отдела; Частное учреждение «ИТЭР-Центр», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, стр. 3, Россия; доцент; Московский физико-технический институт, 141701, Долгопрудный, МО, Институтский пер. 9, Россия
Y.Kashchuk@iterrf.ru

Статья поступила в редакцию 13 мая 2022 г.

После доработки 28 декабря 2022 г.

Принята к публикации 11 января 2023 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2023, т. 46, вып. 1, с. 106—114.

СОДЕРЖАНИЕ

<i>Велихов Е.П.</i> 65 лет в Курчатовском институте, 45 лет отдано журналу «Вопросы атомной науки и техники. Серия Термоядерный синтез». Памяти Бориса Николаевича Колбасова.....	5
Памяти Андрея Серафимовича Кукушкина.....	7
<i>Мирнов С.В.</i> Памяти Евгения Петровича Горбунова	9
<i>Богданович Р.Б., Аксенова А.Е., Березнев В.П., Блохин А.И., Блохин П.А., Вепрев Д.П., Воривончик М.В., Ефремова О.В., Колташев Д.А., Мосунова Н.А., Петрова М.Н., Сорокин А.А., Усов Э.В. Чуданов В.В.</i> Требования к интегральному коду EUCLID-F для детерминистического анализа аварий в термоядерных реакторах.....	12
<i>Стребков Ю.С., Афремов Д.А., Архипов О.П., Вершинин И.В., Данилов И.В., Иванов В.О., Козлов С.А., Коростелев А.Б., Ларионов И.А., Лешуков А.Ю., Логинов Д.Ю., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Межнина Е.Р., Поддубный И.И., Пулинец А.А., Размеров А.В., Свириденко М.Н., Сысоев А.Г., Черепнин Ю.С.</i> Разработка и расчётное обоснование концепции твердотельного blankets гибридной реакторной установки.....	29
<i>Лешуков А.Ю., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Размеров А.В., Стребков Ю.С., Сысоев А.Г.</i> Сравнительные оценки эффективности наработки ядерного топлива в гибридном термоядерном реакторе с ураном и торием.....	41
<i>Иванов Б.В., Ананьев С.С., Бобырь Н.П.</i> Оценка уровня готовности технологий тритиевого топливного цикла для реактора ДЕМО-ТИН. Часть 3.....	49
<i>Ковалев А.О., Родионов Р.Н., Воробьёв В.А., Портнов Д.В., Кормилицын Т.М., Высоких Ю.Г., Обудовский С.Ю., Кацук Ю.А.</i> Измерение термоядерной мощности ИТЭР при помощи мониторов нейтронов....	64
<i>Вертков А.В., Жарков М.Ю., Курячий А.В., Джурик А.С., Васина Я.А., Лазарев В.Б., Лешов Н.В., Мирнов С.В.</i> Ультразвуковой инжектор литиевых микрокапель и его первые испытания на токамаке T-11M.....	76
<i>Иваненко С.В., Соломахин А.Л., Жильцов Н.С., Зубарев П.В., Коваленко Ю.В., Курские Г.С., Солоха В.В., Ткаченко Е.Е., Шулятьев К.Д., Пурыга Е.А., Хильченко А.Д., Минаев В.Б., Багрянский П.А.</i> Дисперсионный интерферометр для токамака Глобус-М2	86
<i>Докука В.Н., Хайрутдинов Р.Р., Хайрутдинов Э.Н., Андреев В.Ф., Ли А.М., Чектыбаев Б.Ж., Ольховик Д.А.</i> Расчётное обеспечение сценария разряда с выходом на плато тока на установке КТМ	95
<i>Воробьёв В.А., Обудовский С.Ю., Джурик А.С., Николаев А.И., Кормилицын Т.М., Кацук Ю.А.</i> О возможности калибровки флукуационного канала нейтронной диагностики плазмы.....	106

CONTENTS

<i>Velikhov E.P.</i> 65 years at the Kurchatov Institute, 45 years given to the journal «Problems of Atomic Science and Technology. Thermonuclear fusion series». In memory of Boris Nikolaevich Kolbasov.....	5
In memory of Andrey Serafimovich Kukushkin	7
<i>Mirnov S.V.</i> In memory of Evgeny Petrovich Gorbunov	9
<i>Bahdanovich R.B., Aksenova A.E., Bereznev V.P., Blokhin A.I., Blokhin P.A., Veprev D.P., Vorivonchik M.V., Efremova O.V., Koltashev D.A., Mosunova N.A., Petrova M.N., Sorokin A.A., Usov E.V., Chudanov V.V.</i> Requirements for the EUCLID-F integral code for deterministic analysis of accidents in thermonuclear reactors.....	12
<i>Strebkov Yu.S., Afremov D.A., Arhipov O.P., Vershinin I.V., Danilov I.V., Ivanov V.O., Kozlov S.A., Korostelev A.B., Larionov I.A., Leshukov A.Yu., Loginov D.Yu., Lopatkin A.V., Lukasevich I.B., Mezhi-na E.R., Poddubnyi I.I., Pulinets A.A., Razmerov A.V., Sviridenko M.N., Sysoev A.G., Cherepnin Yu.S.</i> Design and analysis of solid blanket concept for hybrid fusion-fission facility	29
<i>Leshukov A.Yu., Lopatkin A.V., Lukasevich I.B., Razmerov A.V., Strebkov Yu.S., Sysoev A.G.</i> Comparative evaluations of nuclear fuel breeding rate in hybrid fission-fusion reactor with U and Th	41
<i>Ivanov B.V., Ananyev S.S., Bobyr N.P.</i> Tritium cycle technology readiness level analysis for the DEMO-FNS reactor. Part 3.....	49
<i>Kovalev A.O., Rodionov R.N., Vorobiev V.A., Portnov D.V., Kormilitsyn T.M., Vysokih Yu.G., Obudov-sky S.Yu., Kashchuk Yu.A.</i> ITER fusion power measurements by neutron flux monitors	64
<i>Vertkov A.V., Zharkov M.Yu., Kuryachiy A.V., Djurik A.S., Vasina Ya.A., Lazarev V.B., Leshov N.V., Mirnov S.V.</i> Ultrasonic injector of lithium microdrops and its first tests at T-11M tokamak	76
<i>Ivanenko S.V., Solomakhin A.L., Zhiltsov N.S., Zubarev P.V., Kovalenko Yu.V., Kurskiev G.S., Solokha V.V., Tkachenko E.E., Shulyatiev K.D., Puryga E.A., Khilchenko A.D., Minaev V.B., Bagryansky P.A.</i> Dispersion inter-ferometer for tokamak Globus-M2.....	86
<i>Dokuka V.N., Khayrutdinov R.R., Khayrutdinov E.N., Andreev V.F., Lee A.M., Chektybayev B.Zh., Olkhovik D.A.</i> Calculation provision of the discharge scenario with output to the current plateau on the KTM tokamak	95
<i>Vorobiev V.A., Obudovsky S.Yu., Dzhurik A.S., Nikolaev A.I., Kormilitsyn T.M., Kashchuk Yu.A.</i> The possi-bility of neutron plasma diagnostic fluctuation channel calibration.....	106

Вопросы атомной науки и техники
С е р и я: Термоядерный синтез
Том 46, выпуск 1

Ответственные за выпуск А.Б. Кукушкин, Е.А. Филимонова
Редактор Н.В. Бокша. Верстальщик И.Н. Альбицкая-Коростелева. Корректор Н.В. Бокша.
Программист-переводчик И.В. Скорюпина. IT-инженер Е.Н. Николаев.

Подписано в печать 14.03.23. Формат 60×90/8
Печать цифровая. Усл. печ. л. 11. Уч.-изд. л. 12. Тираж 156. Индекс 3648. 10 статей. 1 обзор. Заказ 7
Адрес редакции: Россия, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1
Отпечатано в Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт»

123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1

