

УДК 621.039.003 + 621.039.059 + 621.039.602

ГИБРИДНЫЙ ТЕРМОЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА ЯДЕРНОГО ГОРЮЧЕГО С МИНИМАЛЬНЫМ РАДИОАКТИВНЫМ ЗАГРЯЗНЕНИЕМ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Е.П. Велихов, М.В. Ковальчук, Э.А. Азизов, В.В. Игнатиев, С.А. Субботин, В.Ф. Цибульский

НИИ «Курчатовский институт», Москва, Россия

В статье представлены результаты системных исследований согласованного развития ядерной и термоядерной энергетики в текущем столетии. Учитывая нарастающие проблемы рынка в части ресурсообеспеченности, в том числе и ограниченные природные ресурсы урана, представляется целесообразным использовать термоядерные реакторы в качестве нейтронных источников высокой мощности для наработки ядерного горючего в blankets. Показано, что в такой структурной конфигурации энергетической системы доля термоядерных источников может быть относительно небольшой. Принципиально важным аспектом такого решения проблемы замыкания топливного цикла является возможность отказа от переработки высокоактивного отработавшего топлива из активной зоны ядерного реактора. Радиоактивность, высвобождаемая при переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) blankets гибридного реактора, будет как минимум на два порядка меньше, чем при получении того же количества делящихся изотопов после переработки ОЯТ быстрого реактора.

Ключевые слова: ядерное топливо, природные ресурсы урана, замкнутый топливный цикл, термоядерный источник нейтронов, радиоактивность при переработке ОЯТ.

HYBRID FUSSION REACTOR FOR PRODUCTION OF NUCLEAR FUEL THAT MINIMALLY POLLUTES FUEL CYCLE WITH RADIOACTIVITY

E.P. Velikhov, M.V. Kovalchuk, E.A. Azizov, V.V. Ignatiev, S.A. Subbotin, V.F. Tsibulskiy

NRC «Kurchatovskiy Institute», Moscow, Russia

Results of system researching into coordinated development of nuclear and fusion power engineering in the current century are presented in the article. Taking into account market problems in resources providing, and also limited resources of natural uranium, it is worthwhile using of fusion reactors as neutron sources of high power to produce nuclear fuel in blanket. It is shown that in such structural configuration of energy system the part of fusion sources can be relatively low. The principal aspect of such solution of the closing fuel cycle problem is an opportunity to refuse from high-activity spent fuel recycling. Radioactivity released at recycling of hybrid reactor blanket spent fuel is at least two orders of magnitude less then at producing the same quantity of fissile isotopes after recycling of fast reactor spent fuel.

Key words: fuel, natural uranium resources, closed fuel cycle, fusion neutron source, spent fuel recycling radioactivity.

Вне зависимости от степени оптимизма прогнозируемых сценариев развития глобальной экономики ключевой проблемой наступившего столетия будет обеспечение людей энергией в достаточном количестве, приемлемой по цене и экологическому качеству. Фактические наблюдения показывают, что рост мирового валового продукта пропорционально связан с потреблением первичной энергии (рис. 1) и даже с учётом повышения эффективности энергопотребления общую тенденцию роста потребления первичной энергии преодолеть в обозримой перспективе не удаётся.

Энергии в природе предостаточно, однако, рассматривая энергообеспечение сквозь призму экономики, приходится констатировать, что затраты на первичную энергию составляют заметную часть валового продукта и они не должны и не могут быть очень большими. По статистическим

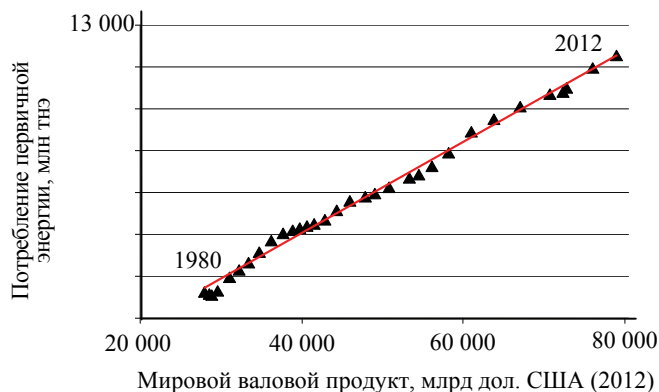


Рис. 1. Корреляция мирового валового продукта и потребления энергии



Рис. 2. Доля первичной энергии в мировом валовом продукте сложности.

Два обстоятельства — масштаб потребления энергии и цена, которую приходится за неё платить, являются доминирующими в решении проблемы энергообеспечения современной цивилизации.

Конечно, поиск приемлемого решения осложняют и экологические требования. Одно из наиболее актуальных требований связано с сокращением эмиссии парниковых газов, а следовательно, и ограничением в масштабе потребления органических источников энергии. Несмотря на большое разнообразие оценок о степени влияния антропогенных факторов на климат, люди убеждены, что основные неурядицы последних лет обусловлены, главным образом, неумеренным потреблением органического ископаемого топлива. И в обществе всё более настойчиво звучат призывы ориентироваться в перспективе на развитие технологий с минимальным экологическим воздействием.

В эпоху глобализации, когда выравнивание уровня технологического развития и потребления ресурсов между разными странами является преобладающим целевым ориентиром, можно оценить необходимый масштаб первичной энергии, на который будет претендовать цивилизация к концу века. Сейчас в среднем на одного жителя планеты годовое потребление первичной энергии составляет около 1,8 т нефтяного эквивалента. Если предположить, что к концу столетия удельное потребление первичной энергии в развитых странах сравняется, а эта тенденция чётко выдерживается уже в течение полувека [1], численность населения планеты увеличится примерно до 10—12 млрд человек, то можно ожидать рост потребления первичной энергии с современных 13 млрд тнэ до 40—50 млрд тнэ.

Мало оснований полагать, что с таким ростом потребления можно будет справиться только за счёт традиционных источников (нефть, природный газ, уголь, гидроэнергетика). К тому же обострение экологических проблем будет перманентно стимулировать сокращение потребления углеводородного сырья. Из набора технологий, которыми люди располагают в настоящее время, способных обеспечить указанный масштаб производства энергии, остаются две: ядерная энергия и возобновляемые источники (фотоэлектричество, энергия ветра, приливные станции и др.). Важен вопрос цены. Пока стоимость энергии от возобновляемых источников высока. Потребуется тратить около 20—25% мирового валового продукта, чтобы удовлетворить энергетические потребности людей исключительно за счёт возобновляемых источников.

Цивилизации надо стать кратно богаче (примерно в 3—4 раза), чтобы позволить себе использовать преимущественно возобновляемую энергию. Но чтобы достичь такого уровня мировой экономики, нужно время и много энергии, которая обеспечит её рост. Это может предоставить только ядерная энергетика.

Согласно такому варианту развития к концу века структура источников первичной энергии получается примерно следующая: 20% — традиционная энергетика, около 40% — возобновляемая и 40% — ядерная энергетика. С учётом ранее проведённых оценок развития глобального спроса на энергию, ядерная энергетика должна поставлять на рынок около 20 млрд тнэ, что эквивалентно установленной электрической мощности около 10 000 ГВт.

В рамках Международного проекта по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам (ИНПРО) в МАГАТЭ были выполнены расчётные исследования для разных вариантов развития мировой ядерной энергетике [2], которые включали в рассмотрение и такой сценарий. В этих оценках были

данным для мира в целом расходы на первичную энергию обычно составляют менее 10% мирового валового продукта (рис. 2). Когда это правило не выполняется и затраты на приобретение первичных источников энергии превосходят 10%-ный порог, мировая экономика склонна ориентироваться на кризисный характер развития, что провоцирует рост социальной напряжённости. В таких условиях усилия, направленные на решение задач стратегического развития, отодвигаются на второй план, ещё более усугубляя текущие

учтены ограничения ресурсной базы природного урана, неравномерность технологического развития разных регионов мира, особенности и ограничения технологического характера (рис. 3).

Ограниченные ресурсы природного урана побуждают интенсивное развитие технологий, обеспечивающих масштабную наработку новых делящихся изотопов из сырьевых ^{238}U и ^{232}Th , вовлекая тем самым в топливный баланс ресурсы, в сотни раз превышающие природные, основанные на ^{235}U . В указанном сценарии к концу века в мире начинают доминировать быстрые реакторы с высоким коэффициентом воспроизводства 1,5—1,6. По отношению к освоенным в настоящее время атомным технологиям этот вариант выглядит крайне революционно. Он предполагает разработку новых реакторов с очень высоким воспроизводством, освоение технологии обращения с высокоактивным отработавшим топливом в больших масштабах, большими транспортными потоками отработавшего и свежего смешанного уран-плутониевого топлива между регионами. В этом варианте быстрые реакторы в большом количестве работают практически во всех регионах мира.

Если для такого роста атомной энергетики ограничиться исключительно тепловыми реакторами, то интегральное потребление природного урана придётся увеличить до 60 млн т, что потребует вовлечения в оборот месторождений со скудным содержанием урана. В результате существенно повысится стоимость сырья и, следовательно, энергии.

Сложность инфраструктурного и институционального компонентов для сценария с быстрыми реакторами может оказаться очень большой, что не позволит реализовать его в полном объёме, тогда придётся сокращать темпы роста генерирующих мощностей, подыскивая им замену, скорее всего, снижать темпы экономического роста.

Альтернативой столь масштабному развитию ядерной энергетики на основе быстрых реакторов может служить термоядерный синтез, ориентированный на производство нового топлива [3]. Сырьевая проблема всегда рассматривалась как абсолютно приоритетная, в том числе и основоположниками формирования атомной индустрии. Еще в 1951 г. в письме руководству страны И.В. Курчатов акцентирует внимание на «...возможности создания ядерных реакторов нового типа. Если их разработку довести до промышленных масштабов, то для всей ядерной энергетики будет благоприятно разрешён вопрос о сырье и о получении большого количества делящихся веществ». Эти идеи получили свое последующее развитие в концепции гибридных термоядерных реакторов [4].

Термоядерный нейтрон, который образуется в реакциях (d, d) или (d, t) , можно использовать в blankets гибридного реактора для получения нового топлива. Разместив в blankets жидкосолевые композиции на основе фторидов металлов с сырьевыми изотопами ^{238}U или ^{232}Th и обеспечив быструю химическую переработку соли, облучённой термоядерными нейтронами, можно выделять новые делящиеся изотопы и в дальнейшем использовать их в ядерных реакторах [5].

Расчёты показывают, что, если в blankets термоядерного реактора присутствует топливная композиция с ^{238}U , термоядерный нейтрон, попадая в blankets, вступает в ядерные реакции (n, f) , $(n, 2n)$, $(n, 3n)$ с ураном. В конечном итоге в среднем на один термоядерный нейтрон выделяется 143 МэВ энергии и образуются 3,3 нового делящегося ядра ^{239}Pu в результате реакции захвата (n, γ) на ^{238}U . В среднем образование одного нового ядра сопровождается выделением 43 МэВ энергии. Если в blankets термоядерного (гибридного) реактора размещена топливная композиция на основе ^{232}Th , то при производстве одного нового делящегося ядра ^{233}U будет выделено только 25 МэВ энергии. Существенно меньшее энерговыделение в ториевом цикле связано с тем, что сечение пороговой реакции деления (n, f) урана в 5 раз больше в сравнении с торием. Следует отметить, что наиболее эффективным решением задачи поддержания оптимального изотопного состава в blankets термоядерного реактора является применение жид-

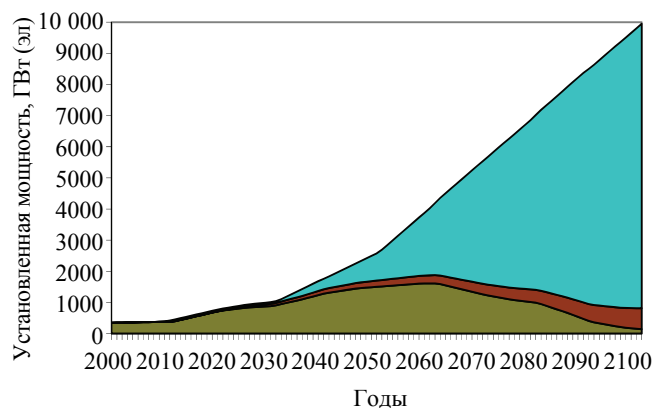


Рис. 3. Структура мощностей АЭ при ограниченных ресурсах урана: ■ — перспективные быстрые реакторы ($K_B = 1,6$); ■ — легководные реакторы с MOX-топливом; ■ — легководные реакторы

коселевых композиций, которые позволяют с требуемой скоростью выводить наработанные делящиеся материалы и удалять продукты деления.

При тепловой мощности быстрого реактора 2,5 ГВт за 1 эф. год (1 эф. год — год работы АЭС со средним коэффициентом нагрузки 0,8) в нём можно наработать максимум 250—300 кг избыточных делящихся изотопов (^{233}U или ^{239}Pu). При использовании термоядерного реактора как источника нейтронов той же тепловой мощности можно в течение того же года получить более 2000—2500 кг делящихся изотопов. Высокие параметры конверсии сырьевых изотопов в делящиеся позволяют преимущественно ориентироваться на ядерные реакторы малой и средней мощности, более безопасные в эксплуатации [6]. Дополнительная наработка трития производится в тепловых и быстрых реакторах, использующих новое топливо деления, полученное из бланкетов термоядерного реактора.

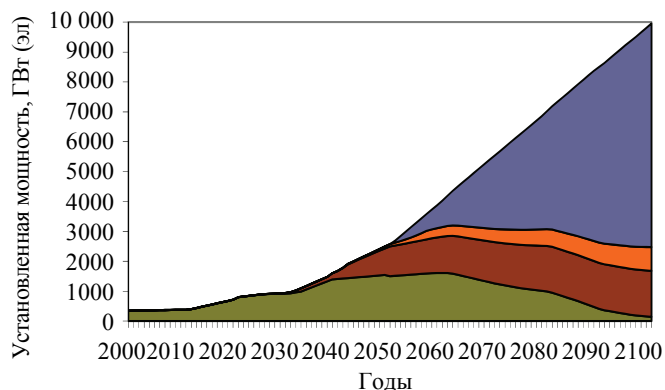


Рис. 4. Структура генерирующих мощностей с ТИН: ■ — быстрые и тепловые реакторы на топливе из ТИН; ■ — термоядерный источник нейтронов; ■ — быстрые и тепловые реакторы с МОХ-топливом; ■ — легководные реакторы

На рис. 4 показана структура ядерной энергетики для варианта наработки основного количества делящихся изотопов в бланкете термоядерного реактора.

Доля быстрых реакторов, которые работают на плутонии, получаемом из отработавшего топлива тепловых реакторов, небольшая. Новые тепловые реакторы составляют большую часть генерирующих мощностей. К концу века их топливный цикл оптимизирован на минимальный расход делящихся изотопов. В то же время при таком масштабном развитии уместно говорить о расширении сферы применения атомной энергии. Важным является и то, что ядерные реакторы, в которых в качестве топлива используются композиции, где можно отделить сырьевые от делящихся изотопов, приобретают новые качества, облегчающие решение проблем современной ядерной энергетики.

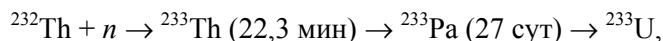
В первую очередь это касается безопасности. В настоящее время после тяжёлых аварий на АЭС становится ясно, что в случае катастрофических событий определяющую роль в негативных последствиях играет потеря способности отвода остаточного энерговыделения с последующей разгерметизацией твэлов.

Исследования проблем безопасности реакторов малой мощности, выполненные в разных странах, в интегрированной форме убедительно подтверждают вывод, сделанный в докладе [6]: «Если уменьшить электрическую мощность реакторной установки с 1000 до 100 МВт, можно снизить величины риска в 1000 раз не только за счёт уменьшения числа компонентов, но и с помощью пассивных систем и уменьшения количества радиоактивных материалов». Для реакторов малой и средней мощности отвод остаточного тепловыделения может быть выполнен проще и надёжнее. В качестве такого примера можно привести высокотемпературный газоохлаждаемый реактор (ВТГР), в котором только за счёт механизма теплопроводности удаётся полностью отвести остаточное тепло от активной зоны без разгерметизации твэлов. Реакторы небольшой мощности имеют существенно более простую и надёжную систему управления.

Исследования проблем безопасности реакторов малой мощности, выполненные в разных странах, в интегрированной форме убедительно подтверждают вывод, сделанный в докладе [6]: «Если уменьшить электрическую мощность реакторной установки с 1000 до 100 МВт, можно снизить величины риска в 1000 раз не только за счёт уменьшения числа компонентов, но и с помощью пассивных систем и уменьшения количества радиоактивных материалов». Для реакторов малой и средней мощности отвод остаточного тепловыделения может быть выполнен проще и надёжнее. В качестве такого примера можно привести высокотемпературный газоохлаждаемый реактор (ВТГР), в котором только за счёт механизма теплопроводности удаётся полностью отвести остаточное тепло от активной зоны без разгерметизации твэлов. Реакторы небольшой мощности имеют существенно более простую и надёжную систему управления.

Другая проблема — обращение с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ). Для того чтобы выделить из ОЯТ вновь наработанные делящиеся изотопы, необходимо подвергнуть химической переработке высокоактивное топливо. Из него надо выделить и захоронить продукты деления, очистить делящиеся изотопы от схожих по химии минорных актинидов и лантаноидов. По причине больших проблем работы с ОЯТ высокого выгорания длительность его пребывания во внешнем топливном цикле может оказаться неприемлемо большой, необходимо подождать несколько лет, чтобы естественным путём снизилась его активность. Однако в случае, если длительность пребывания ОЯТ во внешнем топливном цикле окажется больше 5 лет, перспективы использования быстрых реакторов для решения проблемы топливообеспечения будут практически нивелированы.

Гибридный реактор, у которого наработка делящихся изотопов происходит в бланкете и в котором осуществляется быстрая очистка солевой композиции, в том числе и от небольшого количества продуктов деления, позволяет рассчитывать на минимальное высвобождение радиоактивности в процессе переработки. Высвобождаемая активность в расчёте на 1 г наработанного делящегося изотопа будет наименьшая в сравнении с другими способами конверсии сырьевых изотопов в делящихся. С использованием в качестве сырьевого материала ^{232}Th последовательность получения делящегося изотопа выглядит следующим образом:



новый делящийся изотоп получается после небольшой задержки, что дополнительно снижает вероятность деления в бланкете и образования радиоактивных продуктов деления.

На рис. 5 показана гистограмма активности, высвобождаемой при химической переработке облучённого материала из разных установок в расчёте на 1 г вновь наработанного делящегося изотопа. В этих расчётах учтена радиоактивность только от продуктов деления и вновь образовавшихся тяжёлых изотопов. Наведённая активность в конструкционных элементах и теплоносителе не учитывается. Представленные результаты получены в предположении, что ОЯТ активной зоны быстрого реактора перерабатывается через 3 года или 1 год после облучения, ОЯТ бланкета быстрого реактора перерабатывается через 2 года после выгрузки, ОЯТ активной зоны теплового реактора типа ВВЭР перерабатывается через 5 лет после облучения. В отличие от ядерных реакторов ОЯТ гибридного реактора (солевая топливная композиция) перерабатывается непрерывно таким образом, что в течение года перерабатывается весь объём бланкета.

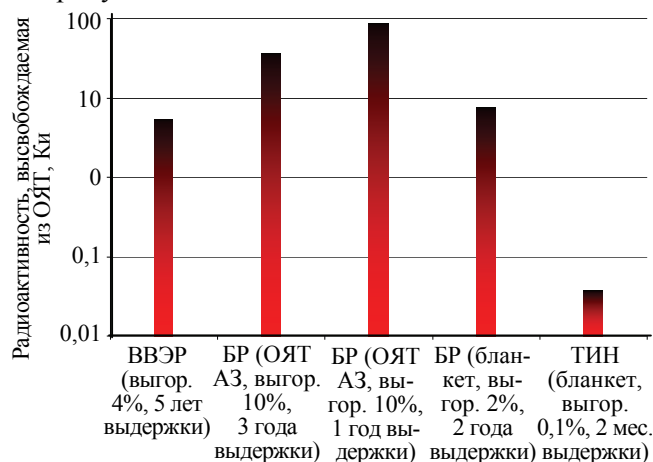


Рис. 5. Радиоактивность, высвобождаемая при химической переработке, для получения 1 г делящегося изотопа

Как видно из этого сравнения, непрерывная переработка солевой композиции бланкета гибридного реактора позволяет максимально снизить высвобождаемую из облучённого топлива радиоактивность и обеспечить за счёт этого максимальную радиационную чистоту топливного цикла. По существу, использование гибридных термоядерных реакторов позволяет в максимально полной степени реализовать преимущества использования реакции синтеза в части, которая касается её существенно большей радиационной чистоты при производстве энергии в сравнении с реакцией деления. При интенсивной очистке бланкета в нём находится очень небольшое количество делящихся материалов, наработанных из ^{232}Th , по причине непрерывной очистки солевой композиции бланкета число делений в нём очень мало, а следовательно, и количество продуктов деления также невелико.

Полученный в гибридном реакторе делящийся изотоп разумно сжигать в обычном ядерном реакторе, при этом организовать топливный цикл так, чтобы максимально полно сжигать делящиеся изотопы, а ОЯТ в последующем не перерабатывать, а захоранивать наравне с продуктами деления. Расчёты показывают, что при эффективной организации топливного цикла теплового реактора можно сжигать более 90% исходного делящегося изотопа. (В качестве справки: в современных реакторах ВВЭР сжигается более 80% ^{235}U исходного делящегося изотопа.)

Развитие гибридных термоядерных реакторов с использованием их в качестве наработчиков нового ядерного горючего для реакторов деления позволяет не только эффективно и в больших масштабах производить ядерное топливо, но и организовать наиболее чистый с точки зрения радиоактивности процесс переработки облучённого топлива. Это очень важное обстоятельство может качественно повысить привлекательность развития атомной и термоядерной энергетики как единого взаимосогласованного направления использования ядерной энергии.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Велихов П.Е., Гагаринский А.Ю., Субботин С.А., Цибульский В.Ф. Эволюция энергетики в XXI веке. — Энергия, 2009, т. 11, с. 2—14.
2. Nuclear Energy Development in the 21st Century: Global Scenarios and Regional Trends. Techn. Rep. № NP-T-1.8, — Vienna: IAEA, 2010.
3. Курчатов И.В. О возможности создания магнитных термоядерных реакторов. — В кн.: Собрание научных трудов. — М.: Наука, 2012, т. 5, с. 78—81.
4. Велихов Е.П., Глухих В.А., Гурьев В.В. и др. Гибридный термоядерный реактор-токамак для производства делящегося топлива и электроэнергии. — Атомная энергия, 1978, т. 45, вып. 1, с. 3—9.
5. Новиков В.М., Игнатьев В.В. Проблемы использования жидкосколевых теплоносителей в бланкетных зонах термоядерных реакторов с магнитным полем. — Магнитная гидродинамика, 1980, № 4, с. 119—124.
6. Sadao Hattori. Energy source for the human demand. Eds. E.R. Marz, C.E. Walter. — In: Advanced Nuclear Systems Consuming Excess Plutonium. — Netherlands: Kluwer Academic Publishers, 1997, p. 69—77.
7. Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Азизов Э.А., Игнатьев В.В., Субботин С.А., Цибульский В.Ф. Термоядерный источник нейтронов для производства ядерного топлива. — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 3, с. 160—165.



Евгений Павлович Велихов, академик РАН, д.ф.-м.н., профессор, член президиума РАН, Почётный Секретарь Общественной палаты РФ, Герой социалистического труда, награждён девятью орденами и многими медалями, президент; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия



Михаил Валентинович Ковальчук, д.ф.-м.н., профессор, член-корреспондент РАН, учёный секретарь Совета при Президенте РФ по науке, технологии и образованию, награждён орденами «За заслуги перед Отечеством» IV и III степеней, директор; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия



Энглен Атакузиевич Азизов, директор отделения ТРИНИТИ, директор ОФТ, д.ф.-м.н., профессор, лауреат Государственной премии СССР; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия
Azizov_EA@nrcki.ru



Виктор Владимирович Игнатьев, начальник лаборатории, д. техн. н.; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия



Станислав Анатольевич Субботин, начальник отдела, к. техн. н.; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия
subbotinSA@dhtp.nrcki.ru



Виктор Филиппович Цибульский, советник президента Центра, д. техн. н.; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия
Tsubulskiy_VF@nrcki.ru

Статья поступила в редакцию 13 октября 2014 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Термоядерный синтез, 2014, т. 37, вып. 4, с. 5—10.