

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕРМОЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ С ВНУТРЕННИМ КАТАЛИТИЧЕСКИМ ЦИКЛОМ

**С.Н. Столбов\*, Ю.В. Дробышевский\*, И.М. Анфимов\*\*,  
В.А. Варлачев\*\*\*, С.П. Кобелева\*\*, С.А. Некрасов\*\*\*\*,  
Корженевский А.В.\***

\* *ООО Протиус*

*124498, Москва, Зеленоград, 4922-й проезд, 2*

\*\* *Национальный исследовательский технологический университет «МИСиС»  
119049, Москва, Ленинский просп., 4*

\*\*\* *Национальный исследовательский Томский политехнический университет  
634034, Томск, просп. Ленина, 30*

\*\*\*\* *Центральный экономико-математический институт РАН  
117418, Москва, Нахимовский просп., 47*



Приводятся результаты натуральных экспериментальных исследований, подтвердивших возможность эффективного управления потоками тепловых нейтронов, и получена их количественная оценка. Разработана теоретическая модель, позволяющая моделировать процессы и оценить количественно полученные эффекты. Эти результаты являются базой для создания новой схемы термоядерных реакторов с каталитически обеспеченным подходом реализации термоядерной энергетики. Нагрев и выгорание топливной смеси производится при взаимодействии гелия-3 с тепловыми нейтронами, при этом идет формирование топливного цикла реактора, замкнутого по тритию, гелию-3 и по нейтронам. Они выгорают в процессе и нарабатываются вновь. Предложена новая схема термоядерных реакторов с каталитически обеспеченным подходом к реализации термоядерной энергетики, внутренним нейтронным разогревом плазмы и каталитически стабилизированным составом. Предварительное моделирование позволило заключить, что реактор термоядерного синтеза с внутренним каталитическим циклом может быть достаточно компактным и реализуемым без значительных финансовых затрат.

**Ключевые слова:** термоядерный реактор, каталитически замкнутый внутренний топливный цикл, управление потоком нейтронов, эффект сепарации тепловых нейтронов, радиальный магнитно-динамический (РМГД) генератор.

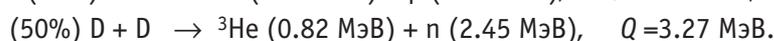
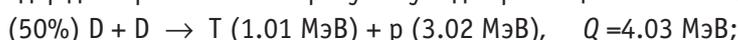
### ВВЕДЕНИЕ

В строящемся в настоящее время термоядерном реакторе проекта ИТЭР [1 – 3, 21] для нагрева плазмы предусмотрено использование внешних источников энергии либо в виде внешних пучков быстрых частиц, либо путем адиабатического сжатия «холодной» плазмы внешним магнитным полем, либо инициированием мощных кольцевых или линейных токов в «холодной» плазме.

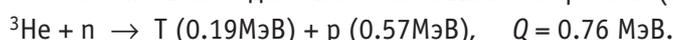
© *С.Н. Столбов, Ю.В. Дробышевский, И.М. Анфимов, В.А. Варлачев, С.П. Кобелева, С.А. Некрасов, Корженевский А.В., 2021*

Создание термоядерных реакторов с внешним способом формирования и нагрева плазмы, магнитное или инерционное ее удержание для последующего осуществления термоядерных реакций ограничивается снизу условием необходимости возврата затраченной энергии – критерием Лоусона.

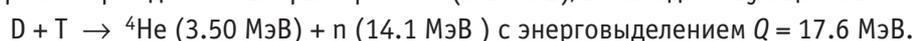
В то же время можно реализовать управляемый термоядерный синтез, в котором формирование и нагрев плазмы до температур, необходимых для осуществления термоядерных реакций, происходит за счет внутренних экзотермических ядерных реакций. Примером подобного устройства является термоядерная бомба [4] – реализованное устройство, в котором осуществлен внутренний иницирующий прогрев реакций термоядерного синтеза. По такой же примерно схеме возможно создание стационарного термоядерного реактора [5, 6], в котором идёт внутренний разогрев плазмы. При взаимодействии ядер дейтерия в плазме присутствует два равноценных канала:



${}^3\text{He}$  имеет огромное сечение взаимодействия с тепловыми нейтронами ( $\sigma_T = 5400$  барн):



При этом рождается быстрый тритий  $T (0.19 \text{ МэВ})$ , взаимодействующий с  $D$ :



За счет внутреннего саморазогрева критерий Лоусона не ограничивает процесс.

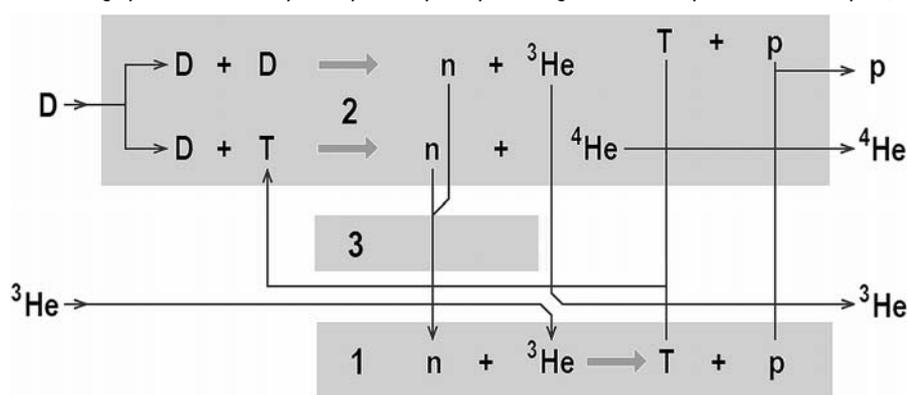


Рис. 1. Исходная схема реакций в термоядерном реакторе с внутренним каталитическим циклом: 1 – область нагрева; 2 – область синтеза; 3 – замедляюще-фокусирующая структура

Сущность решения (рис. 1) заключается в том, что в топливную смесь, которая содержит дейтерий и тритий, добавляют вещества с высоким сечением взаимодействия с нейтронами и образующими в результате реакций тритий, например,  ${}^3\text{He}$ .

В области нагрева 1 смесь разогревается за счет взаимодействий  ${}^3\text{He}$  с тепловыми нейтронами и выводится в область термоядерного синтеза 2, где протекают основные реакции синтеза  $D-D$ ,  $D-T$ . Замедляющее-фокусирующее устройство 3 [7] термализует нейтроны из области 2 и возвращает их в область 1. В описываемом способе выгорающие в фокусной области 1 (области катализа) ядра  ${}^3\text{He}$  восполняются за счет их рождения в основных реакциях синтеза, а выгорающие в области 2 удержания плазмы ядра  ${}^3\text{He}$  восполняются за счет их рождения их в нейтронно-ядерных реакциях с  ${}^3\text{He}$ . Для обеспечения необходимой интенсивности реакции синтеза на дейтерии и тритии для генерации  ${}^3\text{He}$  и нейтронов область 2 помещена в удерживающее магнитное поле.

Одновременно сосуществует  $D+D$ -подцикл, в котором ядра  ${}^3\text{He}$  и  $T$  как рождаются, так и выжигаются. Существует также и  $D+T$ -подцикл, в котором выжигаются ядра трития.

Параметры режима поддерживают так, чтобы скорость образования  $^3\text{He}$  и  $\text{T}$  была равна или превышала скорость их выгорания. Затем выделяют  $^3\text{He}$  и  $\text{T}$  из продуктов реакций и возвращают их в исходную топливную смесь – так формируется каталитический цикл работы реактора.

### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ БАЗА УПРАВЛЕНИЯ НЕЙТРОНАМИ

В 1991 г. для повышения эффективности управления потоками тепловых нейтронов была разработана ЗФС – замедляюще-фокусирующая структура [7]. Создание устройства, обладающего способностью проводить селекцию нейтронов по направлению в пространстве, базируется на применении эффекта отражения нейтронов от поверхности материалов [8, 9]. Угол полного внешнего отражения нейтронов определяется отношением граничной скорости нейтрона  $v_{\text{гр}}$  на поверхности вещества к скорости  $v_0 = 2200$  м/с тепловых нейтронов реактора:

$$\varphi_s = \arcsin(v_{\text{гр}} / v_0) = \arcsin(\sqrt{E_{\text{гр}} / (0.025\text{эВ})}). \quad (1)$$

Для поверхности графита величина  $\varphi_s = 10'$ , для бериллия –  $12'$ , железа –  $10.7'$ , никеля –  $11.5'$ , меди –  $9.5'$ , алюминия –  $5.0'$  [8, 9].

По инициативе авторов коллективом исследователей на реакторе в Томске были испытаны варианты конструкций ЗФС. Эксперименты проводились на профилированных пластинах в канале ГЭК-4 реактора ИРТ-Т НИ ТПУ [10 – 14]. Измерения контрольных пластин кремния [15] проведены на кафедре полупроводниковой электроники и физики полупроводников в НИТУ МИСИС. Экспериментально установлено, что на детекторе за выделенным секторальным блоком профилированных селективирующих элементов из алюминия, составляющим  $1/45$  часть полного цилиндра и имеющего длину 70 мм вдоль цилиндрической структуры, на контрольной кремниевой пластине зарегистрирован удвоенный поток нейтронов реактора (точность регистрации потока  $\pm 3\%$ ). Он включал в себя фоновый поток плюс поток нейтронов, который вошел в сектор ЗФС, был весь отсеlectирован и зарегистрирован на детекторе. Полный захват структурой пакета ЗФС реакторного потока говорит о правильном расчете селективирующих пластин пакета. Существенно, что при этом измеренный по спаду интенсивности потока на контрольной пластине детектора угол расхождения потока  $\varphi_{\text{схонтр}} = 4.8' \approx \varphi_s = 5'$ , т.е. близок к табличному углу отражения нейтронов от поверхности алюминиевых пластин. Таким образом, зарегистрированы полный захват потока структурой и соответствие расчету расходимости потока по углу на выходе с пластин ЗФС. Эксперименты по изучению работы конструкции анизотропного концентратора тепловых нейтронов из диффузного поля нейтронов показали возможность селекции нейтронов ЗФС, что ставит задачу использовать возврат быстрых и применение нагрева топливной смеси потоком нейтронов в реальной конструкции термоядерного реактора.

### КОНСТРУКЦИЯ ТЕРМОЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ

Примем следующую схему реактора, показанную на рис. 2.

Основу составляет открытая магнитная ловушка внутри цилиндрической ЗФС.

Количество нейтронов, собираемых ЗФС со всего объема шнура плазмы в ловушке, растет как  $R_{\text{пл}}^2$ . И поскольку в последующем все потоки с совокупности элементов структуры могут быть сведены в приосевой области в общем геометрическом фокусе, то ещё и плотность потока нейтронов, возвращаемых в геометрический фокус структуры, может быть увеличена.

По оценке при плотности плазмы в  $1.5 \cdot 10^{15}$  см $^{-3}$ , при радиусе плазменного шнура  $R_{\text{пл}}$  и внутреннем диаметре, равном  $R_{\text{ЗФС}} = 500$  мм, и  $\Phi_{\text{н}} = 2 \cdot 10^{14}$  см $^{-2}$ с $^{-1}$  (пристеночном потоке нейтронов из плазмы) ожидаемый поток возвращаемых тепловых нейтронов с расходимостью  $\varphi_s = 5'$  в фокусной области цилиндрической ЗФС мо-

жет достичь величины

$$\Phi_{\phi} = \Phi_n \cdot (2\pi \cdot R_{3\text{ФС}} \cdot R_{\text{пл}} / H_{\text{пл}_T}) \cdot (L_{\text{пл}_T} / h_s) \cdot (K_{\text{сел}} \cdot \varphi_s / (2\pi)) \cdot \text{tg}(\varphi_s) \approx 1 \cdot 10^{18} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}. \quad (2)$$

При этом при вводе в приосевую фокусную область газа или мишеней, содержащих  $^3\text{He}$ , энерговыделение  $W_{\phi}$  в фокусе от трития в  $(n, ^3\text{He})$ -реакциях может достигать значений примерно от  $1 \cdot 10^4$  до  $1 \cdot 10^5 \text{ Вт} \cdot \text{см}^{-3}$  (рис. 4).

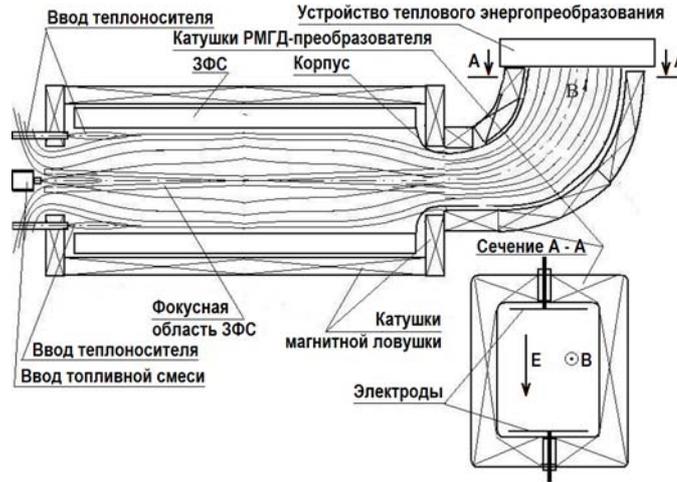
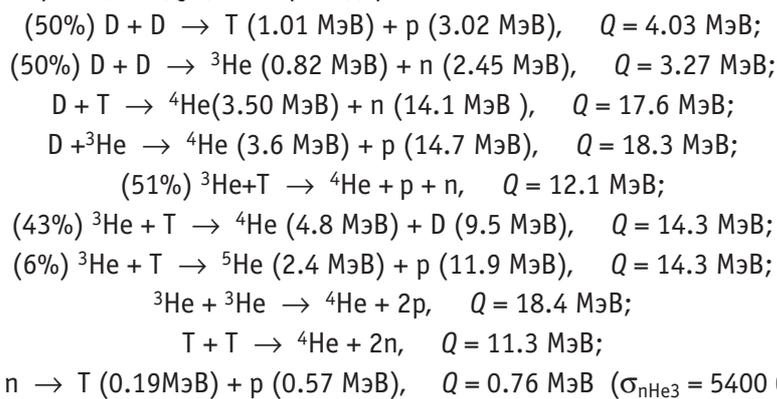


Рис. 2. Схема термоядерного реактора управляемого термоядерного синтеза с осевым выводом плазмы через магнитное сопло и последующим энергопреобразованием.

Прежде всего при взаимодействии потока тепловых нейтронов с  $^3\text{He}$  выделяется энергия величиной 0.76 МэВ и рождаются быстрые ядра Т с энергией 190 кэВ, которые взаимодействуют с выделением энергии как с дейтерием, так и с  $^3\text{He}$ , и идет общий разогрев плазмы. Разогретая плазма дрейфует в основной объем магнитной ловушки для последующего дожигания в нем

### СТАЦИОНАРНЫЕ РЕЖИМЫ ВЫГОРАНИЯ В ТЕРМОЯДЕРНОЙ УСТАНОВКЕ

Основные реакции, идущие в термоядерной плазме, таковы:



Сечение взаимодействия нейтронов с ядрами  $^3\text{He}$  меняется как  $1/v$ , и в горячей термоядерной плазме с температурой  $T_{\text{He}^3} \approx 10 \text{ кэВ}$  его можно оценить как

$$\begin{aligned} \sigma_{\text{пл}_\text{nHe}^3} &= \sigma_{\text{nHe}^3} \cdot (T_0 / T_{\text{He}^3})^{1/2} = 5400 \cdot (0.025 \text{ эВ} / 10000 \text{ эВ})^{1/2} = \\ &= 8.5 \text{ барн} = 8.5 \cdot 10^{-24} \text{ см}^2. \end{aligned} \quad (3)$$

Для каталитической стабилизации состава нужно, чтобы гелий-3 и тритий выгорали

и вновь рождались в цикле, а дейтерий – подпитывался:

$$\frac{\partial n_{\text{He3}}}{\partial \tau} \geq 0, \quad \frac{\partial n_{\text{T}}}{\partial \tau} \geq 0, \quad \frac{\partial n_{\text{D}}}{\partial \tau} \gg 0. \quad (4)$$

Запишем кинетику реакций в процессе:

$$\begin{aligned} V_{\text{пл}} \frac{\partial n_{\text{T}}}{\partial \tau} &= V_{\text{ф}} n_{\text{n}} n_{\text{He3}} \langle \sigma v \rangle_{\text{He-n}} + V_{\text{пл}} \left( \frac{1}{2} n_{\text{D}}^2 \langle \sigma v \rangle_{\text{D-D}} - n_{\text{D}} n_{\text{T}} \langle \sigma v \rangle_{\text{D-T}} - n_{\text{He3}} n_{\text{T}} \langle \sigma v \rangle_{\text{He-T}} \right); \\ V_{\text{пл}} \frac{\partial n_{\text{n}}}{\partial \tau} &= -V_{\text{ф}} n_{\text{n}} n_{\text{He3}} \langle \sigma v \rangle_{\text{He-n}} + V_{\text{пл}} \left( \frac{1}{2} n_{\text{D}}^2 \langle \sigma v \rangle_{\text{D-D}} + n_{\text{D}} n_{\text{T}} \langle \sigma v \rangle_{\text{D-T}} + \frac{1}{2} n_{\text{He3}} n_{\text{T}} \langle \sigma v \rangle_{\text{He-T}} \right); \\ V_{\text{пл}} \frac{\partial n_{\text{He3}}}{\partial \tau} &= -V_{\text{ф}} n_{\text{n}} n_{\text{He3}} \langle \sigma v \rangle_{\text{He-n}} + V_{\text{пл}} \left( \frac{1}{2} n_{\text{D}}^2 \langle \sigma v \rangle_{\text{D-D}} - n_{\text{He3}} n_{\text{T}} \langle \sigma v \rangle_{\text{He-T}} - n_{\text{He3}} n_{\text{D}} \langle \sigma v \rangle_{\text{He-D}} \right); \\ V_{\text{пл}} \frac{\partial n_{\text{D}}}{\partial \tau} &= V_{\text{пл}} \left( -n_{\text{D}}^2 \langle \sigma v \rangle_{\text{D-D}} - n_{\text{D}} n_{\text{T}} \langle \sigma v \rangle_{\text{D-T}} - n_{\text{He3}} n_{\text{D}} \langle \sigma v \rangle_{\text{He-D}} + n_{\text{He3}} n_{\text{T}} \langle \sigma v \rangle_{\text{He-T}} \right). \end{aligned} \quad (5)$$

### КАТАЛИТИЧЕСКИ ЗАМКНУТЫЕ РЕЖИМЫ В ПЛАЗМЕННОЙ ЛОВУШКЕ

Прежде всего рассмотрим процесс выгорания при фиксированной плотности магнитного потока  $B = 10$  Тл. При этом считаем, что  $\beta = 0.5$ . Давление и плотность плазмы могут составлять

$$P_{\text{пл}} = (B \cdot \beta)^2 / (2\mu_0) = 98 \text{ атм}, \quad n_{\text{пл}}(T_{\text{пл}}) = (B \cdot \beta)^2 / (2\mu_0 \cdot k \cdot T_{\text{пл}}) \text{ м}^{-3}. \quad (6)$$

Ищем каталитически замкнутые режимы работы реактора в зависимости от температуры плазмы при постоянном магнитном поле в области выгорания.

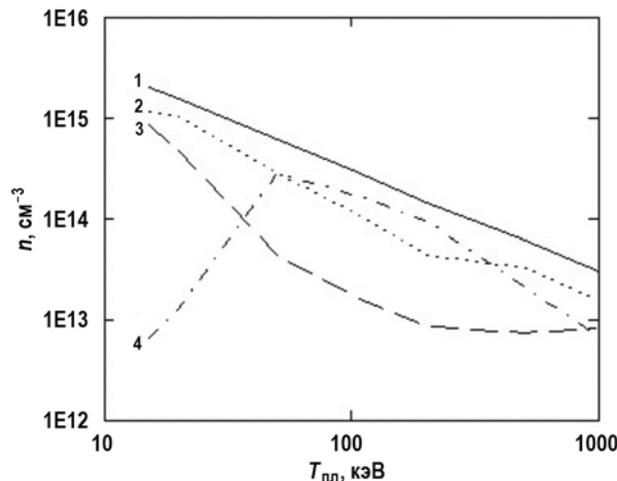


Рис. 3. Зависимость оценок основных компонентов от температуры в однородной плазме для состава топливной смеси с наработкой и выгоранием гелия-3 и трития и нейтронов: 1 – плотность плазмы  $n_{\text{пл}}$ ; 2 – плотность D в плазме  $n_{\text{D}}$ ; 3 – плотность  ${}^3\text{He}$  в плазме  $n_{\text{He3}}$ ; 4 – плотность T в плазме  $n_{\text{T}}$

При численном моделировании без учета ограничений гладкого приближения в варианте реактора (рис. 3) для температуры плазмы  $T_{\text{пл}} = 20$  кэВ стационарный состав будет включать в себя примерно 68% дейтерия, 31%  ${}^3\text{He}$  и около 0.8% трития (при этом гелий-4 и водород выводятся из состава). Отношение объемов области плазмы к области нейтронного фокуса  $V_{\text{пл}}/V_{\text{ф}}$  составит примерно  $1 \cdot 10^5$  (при  $r_{\text{ф}}$  около 1 см). Минимальные размеры фокусной области при расходимости пучка в  $\phi_s = 5'$  составляют  $\approx 0.7$  мм. Поэтому реактор может быть компактнее варианта, рассмотренного в статье, и иметь  $d < 1$  м. С ростом температуры плазмы стационарный состав меняется, равновесные концентрации дейтерия и гелия-3 падают, плотность трития в плазме сначала растёт, а затем падает.

Зависимость оценок энерговыделения от температуры плазмы представлена на рис. 4.

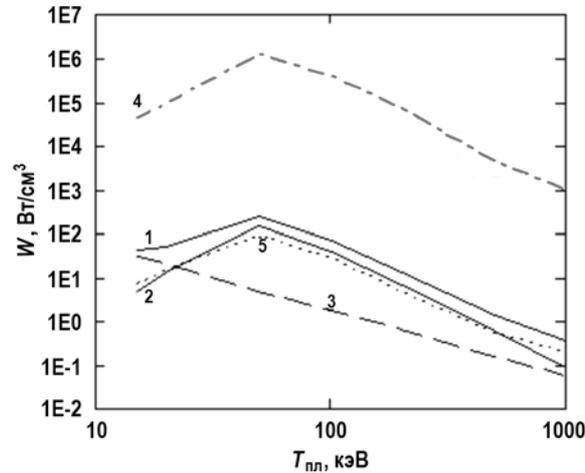


Рис. 4. Зависимость оценок энерговыделения от температуры плазмы при  $V_{пл} / V_{\phi} = 1 \cdot 10^5$ : 1 –  $W_{полное}$ ; 2 –  $W_{пл}$ ; 3 –  $W_{торм}$ ; 4 –  $W_{\phi, nHe3}$ ; 5 –  $W_n$

Смысл обозначений, используемых на рисунке:  $W_{пл}$  – энерговыделение от основных реакций в плазме;  $W_{торм}$  – тормозное излучение плазмы, определяющее основные потери в плазме;  $W_{\phi, nHe3}$  – удельное энерговыделение от  $(n, {}^3He)$ -реакций в топливной смеси в фокусной области при взаимодействии с тепловыми нейтронами (в фокусе идет эффективный прогрев входного состава в газовой форме или в виде твердых мишеней);  $W_n$  – энерговыделение от реакций, уходящее с быстрым нейтронным потоком.

При этом мощность энерговыделения в однородной плазме

$$W_{пл} = E_{D-D} \cdot 0.5 n_D^2 \cdot \langle \sigma v \rangle_{D-D} + E_{D-T} \cdot n_D \cdot n_T \cdot \langle \sigma v \rangle_{D-T} + E_{He-D} \cdot n_{He} \cdot n_D \cdot \langle \sigma v \rangle_{He-D} + E_{He-T} \cdot n_{He} \cdot n_T \cdot \langle \sigma v \rangle_{He-T} + E_{He-He} \cdot n_{He}^2 \cdot \langle \sigma v \rangle_{He-He} + E_{T-T} \cdot n_T^2 \cdot \langle \sigma v \rangle_{He-T} + (V_{\phi} / V_{пл}) \cdot E_{He-n} \cdot n_{He} \cdot n_n \cdot \langle \sigma v \rangle_{He-n} \quad (7)$$

При моделировании получен каталитически замкнутый режим работы реактора, когда процесс стабилизирован по выгорающим и рождающимся T и  ${}^3He$ , причем при температуре  $T_{пл} = 20$  кэВ они рождаются в  $(D+D)$ -реакциях (энерговыделение 15%  $W_{пл}$  при  $T_{пл} = 20$  кэВ), а выгорают в реакциях  $(D+T)$  (27%  $W_{пл}$  при  $T_{пл} = 20$  кэВ) и  $(D + {}^3He)$  (58%  $W_{пл}$  при  $T_{пл} = 20$  кэВ).

Основное энерговыделение идет в плазме на безнейтронных  $(D + {}^3He)$ -реакциях с их высоким энерговыделением, когда реализуется «почти» безнейтронный термояд. При этом мощность энерговыделения в плазме при  $T_{пл} = 20$  кэВ  $\approx 40$  Вт/см<sup>3</sup>, а расчетная мощность энерговыделения при отношении  $V_{пл} / V_{\phi} \approx 1 \cdot 10^5$  (при  $r_{\phi}$  около 1 см) в фокусной области может дойти до  $\sim 0.1$  МВт/см<sup>3</sup>.

### СТАРТОВАЯ ДИНАМИКА ПРОЦЕССОВ В УСТАНОВКЕ

Рассмотрев стационарный режим реактора с внутренним каталитическим циклом, целесообразно обсудить вопрос стартовой динамики подобного устройства.

Рассмотрим два варианта старта – нейтронный и плазменный.

При нейтронном старте внутренний объем камеры продольной ловушки реактора заполняют холодной газовой рабочей смесью, например, из 68% дейтерия, 31%  ${}^3He$  и  $\sim 0.8\%$  трития, под давлением выше 0.02 атм. При этом длина пробега теплового нейтрона до поглощения гелием-3 будет сравнима с поперечными размерами продольной ловушки реактора. Камеру термоядерного реактора замагничивают (до 10 Т).

Для старта от внешнего импульсного источника быстрые нейтроны направляют в ЗФС через окно снаружи. В ней нейтроны термализуют, селективируют и вдоль продольных селективирующих пластин ЗФС направляют к оси реактора. Поскольку время термализа-

ции быстрых нейтронов и селектирования тепловых нейтронов составляет около  $1 \cdot 10^{-3}$  секунды, то и стартовый импульс внешнего реактора как источника нейтронов может длиться не более  $1 \cdot 10^{-3} - 1 \cdot 10^{-1}$  секунды.

При плазменном старте камеру термоядерного реактора нагревают до плазменных температур, импульсно увеличивая поле (в нашем расчетном случае до 10Т), возможно, с дополнительным пучковым прогревом.

В реакторе как на стадии нагрева плазмы, так и при выгорании соблюдается положительный энергетический баланс и рождаются быстрые нейтроны. Возвращаемые ЗФС тепловые нейтроны, почти не взаимодействуя с плазмой сходящимся фронтом, движутся к оси реактора в фокусную область ЗФС радиусом порядка 1 см, вдоль оси которой вводят холодную рабочую смесь, включающую в себя 68% дейтерия и 31% гелия-3 (для рабочей температуры 20 кэВ) в виде газа или мишеней с этим составом.

При взаимодействии вводимой топливной смеси, содержащей  ${}^3\text{He}$  с нейтронами, рождаются быстрые ядра Т, а их пробег до взаимодействия достигает  $1 \cdot 10^4$  см.

Но рожденные при взаимодействии с тепловыми нейтронами в  $(n, {}^3\text{He})$ -реакциях ядра Т (0.19 МэВ) замагничены с ларморовским радиусом порядка 1.0 см, а рожденные тритием ядра  ${}^4\text{He}$  (3.50 МэВ) замагничены с радиусом  $\approx 2.0$  см.

Поэтому весь процесс формирования и разогрева плазмы локализован в приосевой области размером  $r_{\text{ф}} \approx 2.0$  см. В этой области идет прогрев в  $(n, {}^3\text{He})$ -реакциях входящей топливной смеси и реализуется режим нейтронной гелиевой горелки.

Для самофокусировки плазмы в процессе ее разогрева в приосевой конусной фокусной области селектирующие пластины ЗФС, направленные к оси реактора, выполняют с небольшим наклоном (менее  $1^\circ$  к оси), формируя в ней местный минимум потока нейтронов.

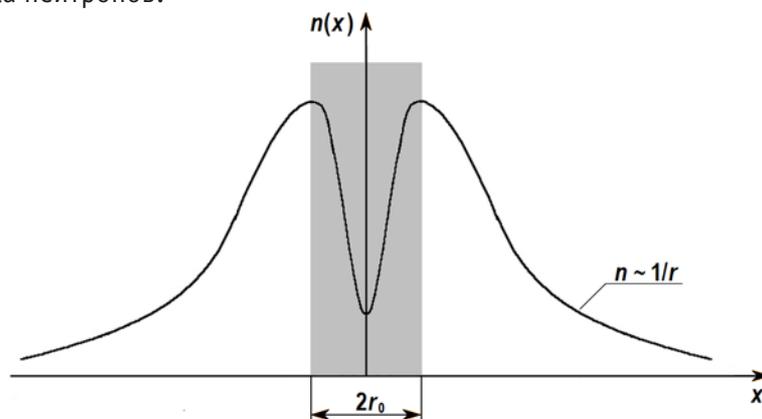


Рис. 5. Зависимость концентрации нейтронов в фокусной области у оси реактора

Формируемый ими поток нейтронов пересекает ее лишь в одной точке на оси внутри реактора, а на остальной части вдоль оси формируется нейтронная коническая «труба» с максимумом плотности потока нейтронов на расстоянии  $r_0$  порядка 0.5 см от оси (рис. 5).

Это особо существенно именно для реализации ЗФС термоядерного реактора, когда в протяженной цилиндрической ЗФС создаётся приосевая фокусная область с высоким уровнем плотности потока тепловых нейтронов.

### СЪЕМ ЭНЕРГИИ В УСТАНОВКЕ, УСТОЙЧИВОСТЬ

Зафиксируем предварительно положение работы [16] – для того чтобы некоторая система была устойчива и в ней существовал стационарный процесс, необходимо, чтобы энерговыделение в ней было равно энергопотерям и при этом не превышало некоторого критического для системы значения.

Поэтому для стационарного энергоэффективного термоядерного реактора необходима и обязательна эффективная система непрерывного съема выделяющейся энергии. В этом случае наличие снимающего энергию и обрывающего дрейф плазмы на стенку газового потока-прослойки между плазмой и стенкой реактора одновременно служит и ее виртуальной первой стенкой.

Обратим особое внимание на работу П.Л. Капицы [17], который экспериментально изучал стабилизацию мощного плазменного СВЧ-разряда, создавая вращающийся вихрь вокруг разряда высокотемпературной плазмы. При этом наблюдался эффект изоляции центральной высокотемпературной области плазмы от внешней более холодной плазмы двойным электрическим слоем.

Наблюдавшийся в эксперименте двойной электрический слой [17, 18] – это такая форма изоляции плазмы, которая позволяет существовать в контакте газу и плазме с огромным разрывом по давлению и температуре. Такой двойной электрический слой существует, например, между металлическими стенками и плазмой у аппаратов с плазменным разрядом, что и позволяет им работать. Именно наличие двойного электрического слоя между внешним газом и горячей внутренней плазмой и дает основания для реальности реализации конструкции реактора, рассмотренной в работе.

Наличие непрерывного внутреннего прогрева плазмы за счет взаимодействия нейтронов с гелием-3 позволяет реализовать вариант реактора с непрерывным съемом энергии – область, «омываемой» внешним теплоносителем. Теплоноситель может представлять собой газовую смесь  ${}^3\text{He-D}_2$ , рабочую смесь  ${}^3\text{He-D}_2\text{-T}_2$  или газ  $\text{D}_2$ , чтобы диффузия его в плазму не обрывала процесс.

Вообще говоря, П.Л. Капица [17] фактически уже проверил «омываемый» вариант экспериментально, изучая стабилизацию мощного плазменного СВЧ-разряда и создавая вращающийся вихрь вокруг высокотемпературной плазмы. Важно, что в таком способе используемое магнитное поле не жестко удерживает горячую термоядерную плазму, а в основном, снижает радиальный дрейф и уменьшает потери тепла.

В реакторе реализуется режим нейтронно-дейтериево-гелиевой горелки с непрерывным подводом энергии при взаимодействии вводимой топливной смеси с нейтронами и идет непрерывный съем выделившейся энергии с периферии плазменного шнура.

При этом отсутствует граница *горячая плазма-вакуум* – это достаточно важное замечание, поскольку наличие в плазменных ловушках внешней границы *плазма-вакуум* существенно влияет на появление целого ряда неустойчивостей плазмы на этой границе и на малом времени ее удержания. Большое количество плазменных горелок, работающих в различных средах и в различных отраслях техники, могут быть доказательствами этого.

Проблемы первой стенки остаются, но также формулируются по-новому.

При передаче энергии плазмы внешнему омывающему потоку теплоносителя с температурой 1700 К и выбросом, например, потока расходом 53 кг/с через сопло, формируется тяга в 14 тонн. Видно, что возможно создание устойчивого термоядерного реактора и на его базе ракетного термоядерного двигателя, но тогда необходим реактор с высоким энерговыделением в плазме и относительно небольшими размерами.

Целесообразно, чтобы за реактором стояло устройство прямого преобразования энергии горячей термоядерной плазмы в электрическую энергию. Но в обычных МГД-генераторах [18 – 20] со скрещенными  $E$ - $H$ -полями электроны и ионы, формирующие в плазме электрический потенциал и ток, дрейфуют в одном и том же направлении, но с разными скоростями, что наряду с диффузией плазмы на стенки вдоль магнитного поля, ограничивает результат.

Предлагается устройство прямого преобразования энергии плазмы в электрический ток.

Это устройство с магнитным полем, рабочий канал которого искривлен. Приемные электроды параллельны магнитному полю. Это устройство прямого преобразования энергии плазмы можно назвать радиальным магнитно-динамическим (РМГД) генератором.

При этом возникает поперечный градиент магнитного поля

$$\text{grad}(H)_z = H/R_z, \quad (8)$$

где  $R_z$  – радиус кривизны магнитного поля в сечении, лежащем вдоль оси ловушки.

В плазме формируется дрейф заряженных частиц разных знаков в противоположных направлениях и возникает ток и дрейф плазмы к электродам против поля на них. Сразу на выходе из магнитной ловушки магнитное поле профилировано в виде магнитного сопла. Плазма расширяется, выйдя из ловушки, и ее тепловая энергия переходит в продольную скорость плазмы.

В этом случае

$$W_{||\max} \approx T_{\text{пл}} \cdot (H_{\max} - H_{\min})/H_{\min}, \quad (9)$$

где  $H_{\max}$  – величина магнитного поля в области магнитной пробки;  $H_{\min}$  – величина магнитного поля в канале РМГД. При этом нет прямого выброса горячей плазмы на стенки, поскольку магнитное поле не имеет составляющих, направленных к стенке. В плазме формируется дрейф заряженных частиц разных знаков в противоположных направлениях, возникает ток и дрейф плазмы к электродам против поля на них и формируется ток

$$I_{\perp} = 2e \cdot n_{\text{пл}} \cdot v_{\perp} \approx 2n_{\text{пл}} \cdot (c/H^2) \cdot (W_{\perp} + 2W_{||}) \cdot \text{grad}(H). \quad (10)$$

В продольных скрещенных  $E$ - $H$ -полях существует магнитная изоляция электродов от пробоев. Поэтому в подобном МГД-генераторе возможен эффективный съем энергии с плазмы с высоким напряжением на электродах.

## ВЫВОДЫ

Получено экспериментальное подтверждение работоспособности конструкции ЗФС – анизотропного концентратора тепловых нейтронов с каналами эллиптического профиля, выполненного в виде пакета пластин из профилированного графита и алюминия в экспериментах на реакторе. Анизотропный концентратор тепловых нейтронов из их диффузного поля предложен для увеличения эффективности возврата тепловых нейтронов в зону разогрева топлива и в зону реакций модели термоядерной установки с внутренним каталитическим циклом.

Таким образом, возможность с помощью ЗФС термализовать быстрые нейтроны и управлять поведением тепловых нейтронов, направляя их в выделенные фокусные области структуры, позволяет производить эффективный прогрев входной дейтерий-гелиевой смеси до термоядерных температур. Реализуется режим нейтронной гелий-дейтериевой горелки. Последующее выгорание горячей смеси в области удержания продольной магнитной ловушки увеличивает глубину выгорания термоядерного топлива, работая в каталитически замкнутом режиме работы и возвратом в цикл трития, гелия-3 и нейтронов.

Предварительное численное моделирование позволило заключить, что реактор термоядерного синтеза с внутренним каталитическим циклом реализуем, может быть достаточно компактен, а его реализация не потребует значительных финансовых затрат.

## Благодарность

Авторы выражают благодарность и глубокую признательность рецензенту и редакции за весьма полезные замечания, позволившие значительно улучшить качество работы.

**Литература**

1. *Семенов И.* Энергетика будущего: управляемый термоядерный синтез. Что такое термоядерный реактор ИТЭР и почему так важно его создание? / Материалы лекции, прочитанной 27 ноября 2008 года в ФИАН им Лебедева. Электронный ресурс: [https://elementy.ru/video/114/Energetika\\_budushchego\\_upravlyayemyu\\_termoyadernyy\\_sintez\\_Chto\\_takoe\\_termoyadernyy\\_reaktor\\_ITER\\_i\\_pochemu\\_tak\\_vazhno\\_ego\\_sozdanie](https://elementy.ru/video/114/Energetika_budushchego_upravlyayemyu_termoyadernyy_sintez_Chto_takoe_termoyadernyy_reaktor_ITER_i_pochemu_tak_vazhno_ego_sozdanie) (дата доступа 25.09.2020).
2. *Стрелков В.С.* Термоядерная энергетика: 60 лет исследований. Что дальше? // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. – 2016. – Т. 39. – Вып. 1. с.5-14
3. *Головин И.Н.* Малорадиоактивный управляемый термоядерный синтез (реакторы с D-<sup>3</sup>He). Препринт ИАЭ-4885/8. – М.: ИАЭ, 1989. 47 с.
4. *Мухин К.М.* Экспериментальная ядерная физика. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 616 с.
5. *Дробышевский Ю.В., Столбов С.Н.* Способ управляемого термоядерного синтеза и управляемый термоядерный реактор для его осуществления. Патент RU № 2056649. – 1992 г.
6. *Столбов С.Н., Дробышевский Ю.В.* Термоядерный реактор с внутренним каталитическим циклом. // SCI-ARTICLE.RU – 2014. – № 16. Электронный ресурс: <https://sci-article.ru/stat.php?i=1418333672> (дата доступа 25.09.2020).
7. *Дробышевский Ю.В., Столбов С.Н.* Устройство для формирования направленного потока нейтронов. Патент RU № 1821818. – 1990.
8. *Гуревич И.И., Протасов В.П.* Нейтронная физика. – М. Энергоатомиздат, 1997. – 416 с.
9. *Власов Н.А.* Нейтроны. – М.: Наука, 1971. – 551 с.
10. *Дробышевский Ю.В., Анфимов И.М., Варлачев В.А., Кобелева С.П., Некрасов С.А., Столбов С.Н.* Экспериментальное подтверждение селективной сепарации нейтронов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2020. – № 3. – С. 148-159; DOI: <https://doi.org/10.26583/pre.2020.3.15>.
11. *Анфимов И.М., Варлачев В.А., Дробышевский Ю.В. и др.* Регистрация эффекта селективной сепарации тепловых нейтронов. // ВАНТ. Серия: Физика радиационного воздействия на радиоэлектронную аппаратуру. – 2018. – Вып. 1. – С. 24-30.
12. *Анфимов И.М., Дробышевский Ю.В., Столбов С.Н. и др.* Регистрация эффекта селективной сепарации тепловых нейтронов. // Известия института инженерной физики. – 2018. – Т. 3. – № 49. – С. 21-26.
13. *Дробышевский Ю.В., Анфимов И.М., Варлачев В.А., Кобелева С.П., Некрасов С.А., Столбов С.Н.* Анизотропные структуры для концентрации потоков тепловых нейтронов. // Приборы и техника эксперимента. – 2020. – № 1. – С. 1-6.
14. *Drobyshevsky Yu. V., Anfimov I. M., Varlachev V. A., Kobeleva S. P., Nekrasov S. A., Stolbov S. N.* Experimental Confirmation of a New Method for Selective Neutron Separation. // Nuclear Energy and Technology. – 2020. – No. 6 (4). – PP. 235-241; DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.6.60294>.
15. *Варлачев В.А., Зенков А.Г., Солодовников Е.С.* Особенности нейтронно-трансмутационного легирования кремния на исследовательских реакторах. // Известия вузов. Физика. – 1998. – № 4. – С. 210-215.
16. *Бакер В.Е., Кокс П.А., Вестайн П.С., Кулесз Д.Д., Стрехлов Р.А.* Взрывные явления, оценка и последствия. / Под ред. Я.Б. Зельдовича, Б.Е. Гельфанда. – М.: Мир, 1986. – 319 с.
17. *Капица П.Л.* Свободный лазерный шнур в высокочастотном поле при высоком давлении. // ЖЭТФ. – 1969. – Т. 57. – С. 1801.
18. *Гусейнов Т.Х., Расулов Э.А., Бабаева Р.Ф.* Двойной электрический слой гелиевого разряда в режиме модуляции. // Известия вузов. Физика. – 2019. – № 9. – С. 132-138; DOI: <https://doi.org/10.17223/00213411/62/9/132>.
19. *Кобайн Джеймс Д., Харрис Лоусон П.* Magnetohydrodynamic Generator Configuration. Patent US №3149247, 1964.

20. *Кокорев Л.С., Харитонов В.В.* Прямое преобразование энергии и термоядерные энергетические установки. – М.: Атомиздат, 1980. – 216 с.

21. *Субботин М.Л., Курбатов Д.К., Филимонова Е.А.* Обзор состояния исследований демонстрационных термоядерных реакторов в мире. // ВАНТ. Серия: Термоядерный синтез. – 2010. – Вып. 3. – С. 55-74.

Поступила в редакцию 29.09.2020 г.

#### **Авторы**

Столбов Сергей Николаевич, главный инженер

E-mail: stolbovsn@mail.ru

Дробышевский Юрий Васильевич, зам. директора, канд. хим. наук

E-mail: drbshevski@mail.ru

Анфимов Илья Михайлович, инженер,

E-mail: ilan@tzirechnoy.com

Варлачев Валерий Александрович, зав. лабораторией, д-р. техн. наук

E-mail: varlachev@tpru.ru

Кобелева Светлана Петровна, г.н.с., д-р. техн. наук

E-mail: kob@misis.ru

Некрасов Сергей Александрович, с.н.с., канд. техн. наук

E-mail: san693@mail.ru

Корженевский Александр Владимирович, зам. директора, канд. техн. наук

E-mail: alexkor55@mail.ru

UDC 621.039, 53.05, 53.043

### **SIMULATION OF A THERMONUCLEAR PLANT WITH AN INTERNAL CATALYTIC CYCLE**

Stolbov S.N.\*, Drobyshevsky Yu.V.\*, Anfimov I.M.\*\*, Varlachev V.A.\*\*\*,  
Kobeleva S.P.\*\*, Nekrasov S.A.\*\*\*\*, Korzhenevsky A.V.\*

\* LLC Protius

2 Passage 4922, 124498 Zelenograd, Moscow, Russia

\*\* National Research Technological University MISIS

4 Leninsky Ave., 119049 Moscow, Russia

\*\*\* National Research Tomsk Polytechnic University

30 Lenin Ave., 634034 Tomsk, Russia

\*\*\*\* Central Economics and Mathematics Institute, RAS

47 Nakhimov Ave., 117418 Moscow, Russia

#### **ABSTRACT**

The article presents the results of field experimental studies, which have confirmed the possibility of effective control of thermal neutron fluxes, and their quantitative assessment is obtained. The authors have developed a theoretical model that makes it possible to simulate the processes and quantitatively evaluate the effects. The efficiency of the design of an anisotropic concentrator of thermal neutrons from a diffuse neutron field with elliptical channels made in the form of packages of plates of profiled graphite and aluminum was experimentally confirmed. The experiments were carried out in the GEC-4 channel at the IRT-T NI TPU reactor. The integral neutron flux was  $(2.3-3.02)10^{17}$  cm<sup>-2</sup>. The neutron flux was detected by the change in the electrical resistivity of

monocrystalline silicon wafers. The effect of concentration of thermal neutrons was registered both on a group of graphite neutron mirrors and on a set of aluminum thin-walled elliptical mirrors.

These results are the basis for creating a new scheme of thermonuclear reactors with a catalytically supported approach to the implementation of thermonuclear energy. The fuel mixture is heated and burned out when helium-3 interacts with thermal neutrons, while the fuel cycle of a reactor closed in tritium, helium-3 and neutrons is being formed. A new scheme of thermonuclear reactors with a catalytically supported approach to the implementation of thermonuclear energy, internal neutron heating of the plasma and its catalytically stabilized composition is proposed. Preliminary numerical simulation made it possible to conclude that a thermonuclear fusion reactor with an internal catalytic cycle is quite feasible, while it can be quite compact, and its implementation does not require significant financial costs.

**Key words:** thermonuclear reactor, catalytically closed internal fuel cycle, control of thermal neutron flux, selective separation effect of thermal neutrons, radial magnetic dynamic (RMHD) generator.

#### REFERENCES

1. Semenov I. *Energy of the Future: Controlled Thermonuclear Fusion. What is the ITER Fusion Reactor and why is its Creation so Important?* Materials of the lecture given on November 27, 2008 at the Lebedev Physical Institute. Available at: [https://elementy.ru/video/114/Energetika\\_budushchego\\_upravlyaemyy\\_termoyadernyy\\_sintez\\_Chto\\_tak\\_oe\\_termoyadernyy\\_reaktor\\_ITER\\_i\\_pochemu\\_tak\\_vazhno\\_ego\\_sozdanie](https://elementy.ru/video/114/Energetika_budushchego_upravlyaemyy_termoyadernyy_sintez_Chto_tak_oe_termoyadernyy_reaktor_ITER_i_pochemu_tak_vazhno_ego_sozdanie) (accessed Sep. 25, 2020) (in Russian).
2. Strelkov V.S. Thermonuclear Power Engineering: 60 Years of Research. What's next? *VANT. Ser. Termoyadernyy Sintez*. 2016, v. 39, iss. 1, pp. 5-14 (in Russian).
3. Golovin I.N. *Low Radioactive Controlled Thermonuclear Fusion (Reactors with D-<sup>3</sup>He)*. Preprint IAE-4885/8. Moscow. IAE Publ., 1989, 47 p. (in Russian).
4. Mukhin K.M. *Experimental Nuclear Physics*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1983, 616 p. (in Russian).
5. Drobyshevsky Yu.V., Stolbov S.N. *Method of Controlled Thermonuclear Fusion and Controlled Thermonuclear Reactor for its Implementation*. Patent RU No. 2056649, 1992 (in Russian).
6. Stolbov S.N., Drobyshevsky Yu.V. Thermonuclear Reactor with an Internal Catalytic Cycle. *SCI-ARTICLE.RU*, 2014, no. 16. Available at: <https://sci-article.ru/stat.php?i=1418333672> (accessed Sep. 25, 2020) (in Russian).
7. Drobyshevsky Yu.V., Stolbov S.N. *A Device for Forming a Directed Neutron Flux*. Patent RU No. 1821818, 1990 (in Russian).
8. Gurevich I.I., Protasov V.P. *Neutron Physics*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1997, 416 p. (in Russian).
9. Vlasov N.A. *Neutrons*. Moscow. Nauka Publ., 1971, 551 p. (in Russian).
10. Drobyshevsky Yu.V., Anfimov I.M., Varlachev V.A., Kobeleva S.P., Nekrasov S.A., Stolbov S.N. Experimental Confirmation of Selective Neutron Separation. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2020, no. 3, pp. 148-159; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2020.3.15> (in Russian).
11. Anfimov I.M., Varlachev V.A., Drobyshevsky Yu.V. et al. Registration of the Effect of Selective Separation of Thermal Neutrons. *VANT. Ser. Fizika Radiatsionnogo Vozdejstviya na Elektronnyy Apparaturu*. 2018, iss. 1, pp. 24-30 (in Russian).
12. Anfimov I.M., Drobyshevsky Yu.V., Stolbov S.N. et al. Registration of the Effect of Selective Separation of Thermal Neutrons. *Izvestiya Instituta Inzhinernoy Fiziki*. 2018, v. 3, no. 49, pp. 21-26 (in Russian).
13. Drobyshevsky Yu.V., Anfimov I.M., Varlachev V.A., Kobeleva S.P., Nekrasov S.A., Stolbov S.N. Anisotropic Structures for the Concentration of Thermal Neutron Fluxes.

*Pribory i Tekhnika Eksperimenta*. 2020, no. 1, pp. 1-6 (in Russian).

14. Drobyshevsky Yu.V., Anfimov I.M., Varlachev V.A., Kobeleva S.P., Nekrasov S.A., Stolbov S.N. Experimental Confirmation of a New Method for Selective Neutron Separation. *Nuclear Energy and Technology*. 2020, no. 6 (4), pp. 235-241; DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.6.60294>.

15. Varlachev V.A., Zenkov A.G., Solodovnikov E.S. Features of Neutron-Transmutation Silicon Doping at Research Reactors. *Izvestiya vuzov. Fizika*. 1998, no. 4, pp. 210-215 (in Russian).

16. Baker V.E., Cox P.A., Westine P.S., Kulesz D.D., Strehlov R.A. *Explosive Phenomena, Assessment and Consequences*. Eds. Ya.B. Zel'dovich and B.E. Gelfand. Moscow. Mir Publ., 1986, 319 p. (in Russian).

17. Kapitsa P.L. Free Laser Cord in a High-Frequency Field at High Pressure. *ZhETF*. 1969, v. 57, p. 1801 (in Russian).

18. Guseinov T.Kh., Rasulov E.A., Babaeva R.F. Double Electric Layer of Helium Discharge in Modulation Mode. *Izvestiya vuzov. Fizika*. 2019, no. 9, pp. 132-138; DOI: <https://doi.org/10.17223/00213411/62/9/132> (in Russian).

19. Cobine James D., Harris Lawson P. *Magnetohydrodynamic Generator Configuration*. Patent US No. 3149247, 1964.

20. Kokorev L.S., Kharitonov V.V. *Direct Energy Conversion and Thermonuclear Power Plants*. Moscow. Atomizdat Publ., 1980, 216 p. (in Russian).

21. Subbotin M.L., Kurbatov D.K., Filimonova E.A. A Review of the State of Research on Demonstration Fusion Reactors in the World. *VANT. Ser. Termoyadernyj Sintez*. 2010, iss. 3, pp. 55-74 (in Russian).

#### Authors

Stolbov Sergey Nikolaevich, Senior Engineer

E-mail: [stolbovsn@mail.ru](mailto:stolbovsn@mail.ru)

Drobyshevsky Yury Vasilyevich, Deputy Director, Cand. Sci. (Chemistry)

E-mail: [drbshevski@mail.ru](mailto:drbshevski@mail.ru)

Anfimov Iliya Mikhailovich, Engineer

E-mail: [ilan@tzirechnoy.com](mailto:ilan@tzirechnoy.com)

Varlachev Valery Aleksandrovich, Head of Lab, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: [varlachev@tpu.ru](mailto:varlachev@tpu.ru)

Kobeleva Svetlana Petrovna, Principal Scientist, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: [kob@misis.ru](mailto:kob@misis.ru)

Nekrasov Sergey Aleksandrovich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: [san693@mail.ru](mailto:san693@mail.ru)

Korzenevsky Aleksandr Viadimirovich, Deputy Director, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: [alexkor55@mail.ru](mailto:alexkor55@mail.ru)