

УДК 621.039

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ КОМПАКТНЫХ ТОКАМАКОВ В КАЧЕСТВЕ ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ ДЛЯ РЕШЕНИЯ ПРОБЛЕМ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Э.А. Азизов, Г.Г. Гладуш, В.Н. Докука, Р.Р. Хайрутдинов (ГНЦ РФ ТРИНИТИ, Московская область, Троицк, Россия), В.П. Смирнов (РНИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия), А.А. Гостев, А.В. Лопаткин (НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала, Москва, Россия), Н.А. Обысов (ГК «Росатом», Москва, Россия)

В статье анализируются различные направления исследований возможности использования компактных токамаков в качестве источника нейтронов. Расчёты основных параметров токамака с «теплыми» обмотками $R = 2$ и $A = 2$ показали, что на такой установке можно утилизировать отработавшее ядерное топливо с 10—15 реакторов типа ВВЭР-1000. Анализируются проекты демонстрационного варианта токамака-реактора уменьшенных размеров и пониженной стоимости с «теплыми» или сверхпроводящими обмотками. Показано, что в этих случаях возможно получение плотностей потоков нейтронов на blankets, позволяющих решить научно-технические проблемы разработки реактора-токамака для промышленного использования в атомной энергетике.

Ключевые слова: токамак-реактор, источник нейтронов, трансмутация, минорные актиниды, плазма.

USE OF COMPACT-SIZE TOKAMAKS AS NEUTRON SOURCES FOR NUCLEAR POWER PROBLEMS SOLUTION. E.A. AZIZOV, G.G. GLADUSH, V.N. DOKUKA, R.R. KHAYRUTDINOV, V.P. SMIRNOV, A.A. GOSTEV, A.V. LOPATKIN, N.A. OBYSOV. Various possibilities of compact-size tokamak utilization as a volumetric neutrons source are considered. Calculations of key tokamak parameters with «warm» coils at $R = 2$ m and $A = 2$ have shown that spent nuclear fuel from 10—15 VVER-1000 reactors can be utilized in such a facility. Designs of demonstration tokamak-reactors of the reduced size and cost with «warm» or superconducting coils are analyzed. It is shown that in these cases possible to get neutrons loads on blanket, allowing to solve scientific and technical tasks for development of industrial reactor-tokamak.

Keywords: tokamak-reactor, neutron source, transmutation, minor actinides, plasma.

ВВЕДЕНИЕ

Проблемы ядерной энергетики общеизвестны: ограниченность топливных ресурсов для реакторов атомных электростанций (АЭС), работающих на тепловых нейтронах, утилизация отработанного ядерного топлива (ОЯТ), достижение высокого уровня безопасности, переход к замкнутому топливному циклу [1, 2]. Способа, решающего все эти проблемы «одновременно», в настоящее время не предложено. Например, замена тепловых реакторов (ТР) быстрыми реакторами (БР) решает большую часть проблем. БР позволяют замкнуть топливный цикл, решить проблему утилизации отработанного топлива, решают проблему обеспечения топливом на сотни лет. Но быстрые реакторы (с необходимыми коэффициентами воспроизводства топлива и скорости утилизации ОЯТ) в настоящее время ещё не созданы. Переход к использованию БР в качестве основных энергетических реакторов потребует «первооружения» всей ядерной энергетики страны, что сопряжено с большими финансовыми затратами. Быстрые реакторы не решают проблему безопасности эксплуатации атомных станций. Известно, что на поддержание высокой степени безопасности АЭС расходуется значительная часть затрачиваемых средств. Эта проблема может быть решена путём разработки гибридного реактора, в котором активная зона работает в подкритическом режиме, исключая возможность неуправляемых ядерных реакций [3]. В качестве стационарного источника нейтронов возможно использование установок термоядерного синтеза дейтерия и трития: токамаков [4—12] и открытых магнитных ловушек [13—14]. Кроме производства электроэнергии, гибридные реакторы могут решать проблему обеспечения топливом тепловых реакторов. Под действием термоядерных нейтронов природные ^{238}U и ^{232}Th могут превращаться в ^{239}Pu и ^{233}U соответственно — топливо для тепловых реакторов. Расчёты показывают, что в целом один термоядерный нейтрон может наработать 3—4 ядра плутония. Это — главная роль гибридного реактора. Наконец, такой реактор может решать проблему утилизации ОЯТ тепловых реакторов. Для этого уран в blankets необходимо заменить минорными актиниды (МА) — основными высокорadioактивными элементами в отработанном топливе [4]. Здесь так же один термоядерный нейтрон может инициировать деление нескольких ядер МА. Детальный анализ исследований гибридного реактора синтеза—деления с высокой подкритичностью ($k_{\text{эф}} > 0,95$) содержится в работе [15].

Современное положение в ядерной энергетике в России:

— принята следующая стратегия развития ядерной энергетики: до 2025 г. необходимо довести мощность АЭС до 40 ГВт за счёт строительства усовершенствованных тепловых реакторов (25% производства электроэнергии страны, в настоящее время 15%) [2];

— сравнительно дешёвого топлива для тепловых АЭС едва хватит до конца столетия;

— имеется определённое количество оружейного плутония, который может быть использован как в тепловых, так и в быстрых реакторах.

Плутоний, нарабатываемый в тепловых реакторах, планируется использовать в БР:

- базовый вариант БР, который будет основой ядерной энергетики, ещё не определён;
- быстрый реактор-наработчик топлива ещё не разработан;
- не решён вопрос об утилизации ОЯТ в быстрых реакторах.

Учитывая сказанное, возможны следующие долгосрочные сценарии развития атомной энергетики России [16], при которых сооружаются:

— тепловые реакторы, в будущем полностью заменяемые реакторами на быстрых нейтронах типа БН или «Брест»;

— совместно быстрые и тепловые реакторы, каждый из которых занимает свою нишу в ядерной энергетике. В этом случае может оказать помощь наработка топлива (^{239}Pu или ^{233}U) с помощью термоядерных источников нейтронов (ТИН). С помощью ТИН также может быть решена проблема утилизации ОЯТ тепловых реакторов;

- только тепловые АЭС и ТИН для наработки топлива;
- быстрые, тепловые и гибридные (синтез—деление) реакторы.

Наконец, приведём последний аргумент в пользу активной разработки ТИН. Создание такой установки поможет исследовать важные вопросы, стоящие перед чисто термоядерной энергетикой, необходимость развития которой признана мировым сообществом.

Как упоминалось, термоядерные нейтроны можно генерировать в соответственно разработанных токамаках и открытых магнитных ловушках. К настоящему времени это наиболее технологически продвинутые направления, хотя стеллараторные, ускорительные [17, 18] и лазерные [19] проекты также активно развиваются.

Исходя из результатов, достигнутых на наиболее продвинутых токамаках, проект ТИН на базе токамака представляется достаточно физически и технически обоснованным. Начиная с конца 1980-х годов, предложено несколько концепций ТИН на базе токамаков как для материаловедческих, так и трансмутационных целей. Следует отметить, что возрождение интереса к разработке гибридных реакторов, в частности для трансмутации, связано с новым направлением в развитии токамаков — компактными токамаками. В этих токамаках высокие параметры достигаются при умеренных ресурсах и финансовых затратах. Поэтому с конца прошлого века во многих странах начались эти разработки (в Китае [8, 20, 21], США [5, 6] и Англии). Параллельно с низкоаспектными токамаками изучаются и ТИН на основе традиционных токамаков с большим значением аспектного отношения $A \approx 3,5$ [9, 17, 22—24]. В нашей стране отдаётся предпочтение проекту ТИН на основе токамака с умеренным аспектным отношением $A \approx 2$ [12, 25, 26].

Выбор умеренной величины аспектного отношения обусловлен:

- возможностью использовать на первом этапе теплую ЭМС;
- возможностью использовать базы данных традиционных токамаков;
- возможностью использовать умеренные (на основе подтверждённой базы данных) параметры плазмы;
- необходимостью решать проблемы ввода тока (подвижной индуктор).

Представляет интерес провести анализ возможностей использования компактных токамаков в качестве ТИН.

ТИН НА ОСНОВЕ ТОКАМАКА С АСПЕКТНЫМ ОТНОШЕНИЕМ $A = 2$

Рассмотрим этот проект более подробно. Возможны три направления использования токамака с $A = 2$:

- «чистый» термоядерный реактор;
- гибридный реактор с бланкетом, содержащим ^{238}U и ^{232}Th (наработчик топлива);
- трансмутационный реактор с бланкетом, содержащим минорные актиниды и осколки деления.

Во всех случаях для воспроизводства трития в бланкеты необходимо включить литиевые компоненты. Гибридный и трансмутационный реакторы — это наиболее быстрая возможность использования термоядерной плазмы для развития ядерной энергетики, так как для этого достаточно ограничиться небольшим коэффициентом термоядерного усиления $Q \sim 1$ и небольшими размерами установки $R \approx 2$ м, $a \approx 1$ м. Наиболее разработанным проектом такой установки является токамак JUST-T с $A = 2$ [25, 26].

Нагрев плазмы и поддержание тока в режиме непрерывной работы в этом токамаке обеспечиваются тангенциальной инжекцией атомов дейтерия с энергией 200—500 кэВ, мощность пучков 45 МВт. Расчетные параметры плазмы такой установки для различных условий представлены в табл. 1, схема — на рис 1 [25, 26]. Численные расчёты проведены с помощью плазмозфического кода ДИНА [27].

Т а б л и ц а 1. Расчетные параметры плазменного шнура JUST-T при различных энергиях инжектируемых быстрых атомов $E_{БА}$ для параболического профиля плотности плазмы:

Параметр	Вариант				
	I	II	III	IV	V
Ток плазмы I_p , МА	5,0	5,3	5,7	5,0	5,2
Малый радиус шнура a , см	100	100	100	100	100
Большой радиус шнура R , см	202	202	202	202	202
Время удержания энергии τ_E , мс	412	427	453	415	423
Средняя плотность электронов $\langle n_e \rangle$, 10^{20} м^{-3}	1,0	1,0	1,0	1,0	1,0
Вытянутость шнура k	1,7	1,7	1,7	1,7	1,7
Мощность тангенциальной инжекции быстрых атомов $P_{ИБА, \text{tang}}$, МВт	45	45	45	20/25	20/25
Средняя температура электронов T_e , кэВ	6,8	7,1	7,6	6,8	7,0
Средняя температура ионов T_i , кэВ	7,1	7,5	8	7,1	7,1
Запас устойчивости на границе шнура q_b	7,1	6,8	6,3	7,1	7,0
Запас устойчивости в центре шнура q_0	2,9	1,4	1,1	1,3	1,0
Отношение средней плотности электронов к плотности Гринвальда $\langle n_e \rangle / n_{Gw}$	0,64	0,60	0,56	0,63	0,62
Средняя удельная нагрузка термоядерных нейтронов на первую стенку Γ_n , МВт/м ²	0,31	0,35	0,37	0,30	0,30
Коэффициент усиления энергии $Q = P_{\text{fus}} / P_{\text{ИБА}}$	1,22	1,37	1,46	1,16	1,17
Нормализованная β_N , %	3,19	3,55	3,91	3,53	3,75
Мощность генерации нейтронов при реакции на пучке P_{B-Ti} , МВт	25,43	28,20	28,42	23,00	22,39
Мощность генерации альфа-частиц P_α , МВт	7,82	8,85	9,40	7,48	7,51
Мощность генерации нейтронов P_n , МВт	46,59	52,73	56,015	44,58	44,74
Индукция магнитного поля в центре шнура $B_r(0)$, Тл	3,9	3,9	3,9	3,9	3,9
Фактор улучшения удержания плазмы, согласно скейлингу, рекомендованному ITER Physics Basis 1998 г. $H_{IPB98(v, 2)}$	1,6	1,6	-L6	1,6	1,6
Энергия быстрых атомов при тангенциальной инжекции $E_{БА, \text{tang}}$, кэВ	200.	300.	400.	140/400	140/500
T:D	0,7:0,3	0,7:0,3	0,7:0,3	0,7:0,3	0,7:0,3

Толщина blankets, расположенного на внешнем обводе вакуумной камеры, составляет 20 см. Между blanketом и ЭМС располагается слой железобетонной защиты толщиной 50 см (рис. 1) [25, 26].

Нейтронно-физические расчёты такой установки, проведённые с использованием гомогенной сферической и цилиндрической моделей, показали, что в blanketе можно сжигать минорные актиниды из 18 реакторов типа ВВЭР-1000 со свинцовым теплоносителем или из 14 реакторов с литиевым теплоносителем, или из 4 реакторов, охлаждаемых водой.

Расчёты тепловых нагрузок на первую стенку и пластины дивертора [28] показали, что пиковые нагрузки не превышают аналогичные величины в ИТЭР. С помощью трёхмерного кода рассчитаны затраты электроэнергии на поддержание тока и отвод тепла с «тёплых» катушек тороидального поля. Эти затраты составляют 15% от электрической мощности реактора ВВЭР-1000.

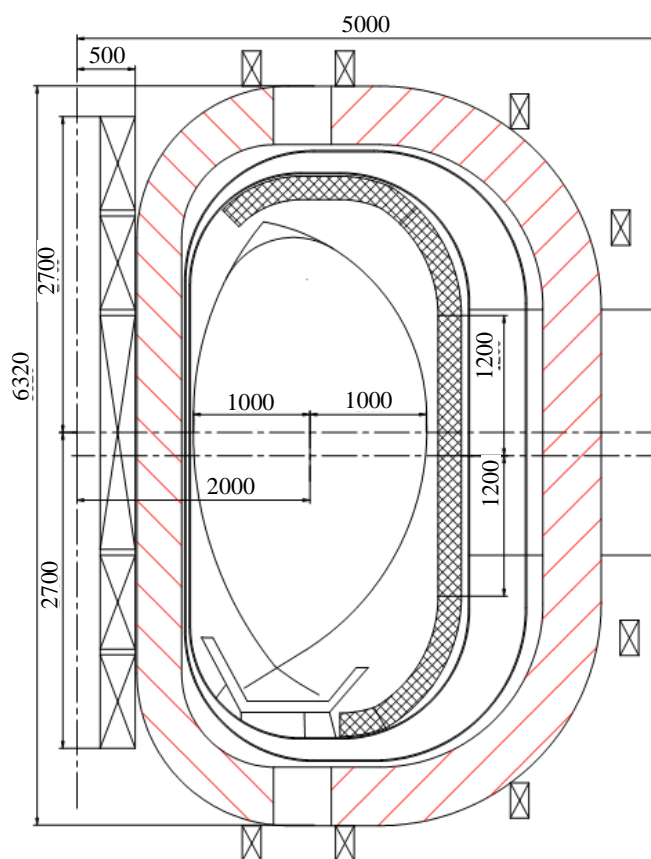


Рис. 1. JUST-T

Наряду с высоким уровнем плазмозической и технической проработки этот проект не лишён технических проблем. Это прежде всего относится к отсутствию защиты центрального столба от потока нейтронов, что предполагает разработку методов отжига центральной колонны и её периодических замен.

Специально проведённые численные расчёты показали, что для установки защиты толщиной 50 см от облучения центральной колонны токамака, необходимо увеличить большой радиус до 2,5 м, а также поднять мощность пучков атомов дейтерия (табл. 2).

Т а б л и ц а 2. Основные параметры реактора токамака с $R = 2,5$ м

Параметр	Параболический профиль плотности плазмы		Плоский профиль плотности плазмы
$H_{ГРВ98(y, 2)}$	1,4	1,6	1,4
$I_p, \text{ МА}$	6,80	7,84	5,45
$P_{\text{ИБА, tang}}, \text{ МВт}$	65	65	65
$\Gamma_n, \text{ МВт/м}^2$	0,33	0,55	0,26

ДЕМОНСТРАЦИОННЫЙ ВАРИАНТ ТИН

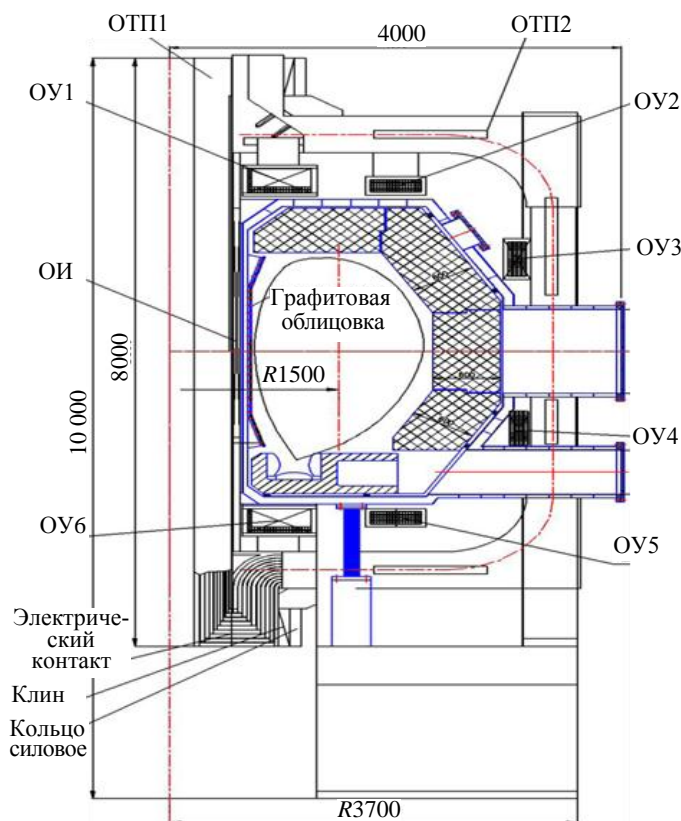


Рис. 2. ТИН-1

Для проведения демонстрационного эксперимента по наработке топлива в ограниченном масштабе разумно рассмотреть вариант сокращения размеров нейтронного источника: R — до 1,5 м, a — до 0,75 м, k до 1,5—1,7 и уменьшения величины тороидального поля на оси плазмы с 4 до 2,5 Тл. Общий вид ЭМС с вакуумной камерой, бланкетом и диверторным устройством показан на рис. 2. Мощность пучков атомов дейтерия 30 МВт.

Уменьшение размеров на 30% привело к существенному уменьшению времени удержания и, как следствие, к снижению температуры плазмы. Основная генерация нейтронов приходится на реакцию пучка с плазмой. В целом выход нейтронов уменьшился примерно в 6 раз по сравнению с нейтронным потоком в JUST-T. Если уменьшать плотность плазмы, то температура плазмы подрастет, что приведёт к увеличению нейтронного выхода. Как видно из табл. 3, для параболического профиля плотности плазмы $\Gamma_n \approx 0,2 \text{ МВт/м}^2$, что меньше, чем в JUST-T в

1,5—2 раза. Варьируя параметры режима, можно приблизиться к плотности потока нейтронов, характерных для установки больших размеров — JUST-T. Следовательно, вариант проекта гибридного реактора с уменьшенным размером по удельным характеристикам может представлять интерес для проведения демонстрационного эксперимента. Объём и, следовательно, стоимость такой установки будут примерно в 2,5 раза ниже, чем для JUST-T.

Т а б л и ц а 3. Расчетные параметры демонстрационного варианта ТИН

Параметр	Параболический профиль	Плоский профиль
	$B_{t0} = 2,5$ Тл, $H_{IPB98(y, 2)} = 1$	$B_{t0} = 2,5$ Тл, $H_{IPB98(y, 2)} = 1$
I_p , МА	2,82	2,48
Полоидальная β_p	1,05	1,14
k	1,7	1,7
$P_{ИБА, \text{ tang}}$, МВт	15/15	15/15
$E_{БА, \text{ tang}}$, кэВ	100/200	100/100
τ_E , мс	85,20	79,54
$\langle n \rangle$, 10^{20} м^{-3}	0,56	0,56
Плотность электронов в центре шнура $n_e(0)$, 10^{20} м^{-3}	1,01	0,62
n_e/n_{Gw}	0,35	0,40
$\langle T_e \rangle$, кэВ	2,83	2,78
$\langle T_i \rangle$, кэВ	2,81	3,55
q_b	4,86	5,55
q_0	0,96	0,93
$Q = P_{\text{fusi}}/P_{ИБА}$	0,51042	0,31869
Ток увлечения I_{NB} , МА	2,07	1,88
Бутстреп-ток I_{bs} , МА	0,76	0,61
β_N , %	3,20	3,08
P_{B-TI} , МВт	12,95	7,87
P_n , МВт	13,12	8,20
P_α , МВт	2,20	1,38
$Z_{\text{эф}}$	1,5	1,5
S_{sep} , м^2	62	62
Γ_n , МВт/ м^2	0,21	0,13

ДЕМОНСТРАЦИОННЫЙ ВАРИАНТ ТИН-СП СО СВЕРХПРОВОДЯЩИМИ ОБМОТКАМИ

Обсуждаемые варианты разработок компактных токамаков-реакторов, кроме отсутствия защиты центрального столба, имеют дополнительный недостаток — тёплые обмотки ЭМС. Например, для токамака JUST-T, представляющего практический интерес, необходимы весьма большие затраты электричества на поддержание тока в катушках тороидального поля. Переход к сверхпроводникам требует установки надёжной защиты катушек токамака. Ввиду ограниченности места в вакуумной камере таких токамаков бланкет и защита по-прежнему будут размещены на её внешней стороне. На внутренней стороне будет размещена только защита. Известно, что по условиям работоспособности сверхпроводников (Nb_3Sn) флюенс термоядерных нейтронов не должен превышать $5 \cdot 10^{18}$ н/см². Для работы токамака-реактора в течение 10 лет при нейтронной нагрузке на первую стенку $0,3$ МВт/м² необходимо не превышать на ней флюенс нейтронов, равный $5 \cdot 10^{21}$ н/см². Таким образом, необходимо снизить флюенс нейтронов в 1000 раз. Наиболее тонкая защита, равная 30 см, предлагается в [29, 30]. Это, например, ZrH_2 или TiH_2 . По технологическим соображениям примем, что суммарный зазор между плазмой и тороидальной обмоткой центрального столба составляет 40 см.

Результаты численных расчётов этого варианта токамака-реактора представлены в табл. 4. Видно, что дополнительная установка защиты в токамаке ТИН-СП не сильно уменьшает плотность потока нейтронов по сравнению с токамаком близких размеров с тёплыми обмотками. Вариант с $A = 2,5$, $R = 1,9$ м, $B_t = 3$ Тл, Nb_3Sn , $E_{БА, \text{ tang}} = 140$ кэВ.

Т а б л и ц а 4. Расчетные параметры плазмы и нейтронного потока токамака со сверхпроводящей ЭМС

Параметр	Параболический профиль	Плоский профиль
$P_{ИБА, \text{ tang}}$, МВт	20	20
$B_{t/R=R_0}$, Тл	3,0	3,0
T:D	75:25	75:25
$H_{IPB98(y, 2)}$	1,2	1,2
I_p , МА	2,45	1,38
Запас устойчивости q_{95}	5,9	6,2
$\langle n \rangle$, 10^{20} м^{-3}	0,5	0,5
$\langle n_e \rangle/n_{Gw}$	0,401	0,412
$\langle T_i \rangle$, кэВ	3,9	7,4
τ_E , мс	0,167	0,231
β_N	2,82	3,45
P_n , МВт	10,568	13,470
Γ_n , МВт/ м^2	0,134	0,171

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Численные расчёты и анализ трёх направлений исследований возможностей использования компактного токамака в качестве термоядерного источника нейтронов показал, что:

— использование ТИН на базе токамака с тёплыми обмотками и $A = 2$, $R = 2$ м позволяет трансмутировать минорные актиниды с 10—15 реакторов типа ВВЭР-1000;

— переход к недорогим демонстрационным вариантам ТИН, где из-за уменьшенных размеров реакция синтеза идёт при взаимодействии пучка с плазмой и α -частицы не удерживаются, существенно упрощает требования к параметрам плазмы и конструкции установки;

— демонстрационный вариант реактора-токамака уменьшенных размеров ($R = 1,5$ м) с тёплыми обмотками позволит продемонстрировать возможность работы установки в непрерывном режиме и продемонстрировать возможность переработки ОЯТ или наработки топлива для реакторов типа ВВЭР-1000;

— проблема большой мощности, потребляемой ЭМС, может быть решена путём перехода к сверхпроводящим материалам. Специальная дополнительная защита на внутреннем обводе (ZrH_2 , TiH_2) увеличивает размеры установки по сравнению с демонстрационным ТИН с тёплыми обмотками. Такой токамак-реактор позволит решить научно-технические проблемы разработки экономичной установки для стационарного промышленного использования в атомной энергетике.

Работа поддержана РФФИ, проект № 08-02-13554 офи_ц.

REFERENCES

1. **White book** of nuclear energy. Edited by E.O.Adamov. — M.: Pub. house SUE NIKIET (N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering), 2001 (in Russian).
2. **Solonin M.I.** State and prospects of nuclear power development in Russia. — *Atomnaya energiya (Atomic energy)*, 2003, vol. 94, issue 1 (in Russian).
3. **Velikhov E.P., Glukhikh V.A., Gur'ev V.V., Kadomtsev B.B., Kolbasov B.N. et al.** Hybrid fusion reactor-tokamak for production of fissile fuel and electric power. — *Atomnaya energiya (Atomic energy)*, 1978, vol. 45, issue 1, pp. 3—9 (in Russian).
4. **Parish T.A., Davidson J.W.** Reduction in the toxicity of fusion product wastes through transmutation with deuterium-tritium fusion neutrons. — *Nucl. Technol.*, 1980, vol. 47, p. 324.
5. **Cheng E.T. et al.** Actinides transmutation with small tokamak fusion reactors. — In: Proc. Intern. Conf. Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems. Versailles, France, 1995.
6. **Peng Y.-K.M., Cheng E.T.** Magnetic fusion driven transmutation and power production in fusion reactor. — *Fusion Technol.*, 1996, vol. 30, p. 1654.
7. **Gohar Y.** Fusion transmutation options and issues. — In: US-RF Workshop on Blanket and Fusion Concepts for Transmutation, Moscow, 2002.
8. **Qiu L.J. et al.** A low aspect ratio tokamak transmutation system. — *Nucl. Fusion*, 2000, vol. 40, p. 629.
9. **Stacey W.M.** Capabilities of DT tokamak fusion neutron source for driving a spent nuclear fuel transmutation reactor. — *Nucl. Fusion*, 2001, vol. 41, p. 135.
10. **Astapkovich A.M. et al.** Tokamak neutron sources with large part of bootstrap-current: Preprint NIIEF (All-Russian Research Institute of Experimental Physics) P-0919. — M.: TsNIIatominform (CRIatominform), 1993 (in Russian).
11. **Mineev A.V.** Analysis of tokamak neutron source (VNS) design and range of its parameters. — *Fusion Engineering and Design*, 1995, vol. 27, p. 307.
12. **Azizov E.A., Dokuka V.N., Kovan L.A.** Investigations of VNS for minor actinides transmutation on base of spherical tokamaks with aspect ratio $A = 2$. — In: Workshop on Blanket and Fusion Reactor Concepts for Transmutation of Minor Actinides. San Diego, USA, 2001.
13. **Noack K., Rogov A., Anikeev A.V., Ivanov A.A., Kruglyakov E.P., Tsidulko Yu.A.** The GDT-based fusion neutron source as driver of a minor actinides burner. — *Annals of Energy*, 2008, vol. 35, p. 1216.
14. **Anikeev A.V., Bagryanskiy P.A., Ivanov A.A., Kruglyakov E.P., Tsidulko Yu.A., Noak K.** — XXXI Intern. (Zvenigorod) conf. on plasma physics and CTF. Zvenigorod, 9—13 February 2009 (in Russian).
15. **Velikhov E.P., Gagarinskiy A.Yu., Subbotin S.A., Tsibul'skiy V.F.** Evolution of energetics in XXI century. — M.: Izdat, 2008 (in Russian).
16. **Kuteev B.V., Khripunov V.I.** Current view on the hybrid fusion reactor. — *VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion)*, 2009, issue 1, pp. 3—29 (in Russian).
17. **IAEA-RC-870.3.** TWG-FR/132 Third Research Coordination Meeting (RCM) of the Coordinated Research Project on Studies of Advanced Reactor Technology Options for Effective Incineration of Radioactive Waste, 2007.
18. **Nuclear Energy Agency.** Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles. A Comparative Study. NEA, 2002.

19. **Moses E.I.** Ignition of the national ignition facility: a path towards inertial fusion energy. — In: Intern. Conf. Plasma Phys. and Controlled Fusion. IAEA, Geneva, 13 Okt. 2008.
20. **Wu Y.C., Qian J.P., Yu J.N.** The fusion-driven hybrid system and its material selection. — J. of Nuclear Materials, 2002, vol. 307—311, pp. 1629—1636.
21. **Zheng S. Wu.Y., Zhu X., Wang W., Wang H., Liu S. et al.** Conceptual design of the fusion-driven subcritical system FDS-I. — Fusion Eng. Des., 2006, vol. 81, pp. 1305—1311.
22. **Stacey W.M. et al.** A Sub-critical, Gas-Cooled Fast transmutation reactor with a fusion neutron source. — Nucl. Technol., 2005, vol. 150, p. 162.
23. **Stacey W.M. et al.** Advances in the Sub-Critical, Gas-Cooled, Fast Transmutation Reactor Concept. GA 30332-0425, May 2006.
24. **Stacey W.M.** Tokamak D-T fusion neutron source requirements for closing the nuclear fuel cycle. — Nucl. Fus., 2007, vol. 47, pp. 217—221.
25. **Azizov E.A., Arefiev Yu.P., Gladush G.G., Dokuka V.N. et al.** The VNS concept on the base of tokamak JUST-T for transmutation of minor actinides. — Plasma Devices and Operations, 2003, vol. 11, p. 279.
26. **Azizov E.A., Arefiev Yu.P., Buzhinskij O.I., Gladush G.G., Dokuka V.N. et al.** Plasma-physical and electrophysical aspects of the compact stationary neutron source on the basis of tokamak. — Ibid., 2005, vol. 13, p. 167.
27. **Azizov E.A., Gladush G.G., Dokuka V.N., Khayrutdinov R.R.** Numerical studies of plasma parameters of tokamak-reactors for transmutation of minor actinides remaining in the spent nuclear. — VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion), 2007, issue 3, pp. 3—10 (in Russian).
28. **Azizov E.A., Gladush G.G., Rodionov B.N., Rodionova V.P.** On heat removal from the first-wall elements and warm toroidal field coils in the JUS-tokamak. — Plasma Devices and Operations, 2007, vol. 15, p. 241.
29. **Broder D.L., Popkov K.K., Rubanov S.M.** Small-size protection of reactors. — M.: Atomizdat, 1967 (in Russian).
30. **Stellarator Power Plant Study.** Final Report 1997: Preprint UCSD-ENG-004.

AUTHORS

Azizov E.A. State Research Center of Russian Federation, Troitsk Institute for Innovation and Fusion Research, ul. Pushkovykh 12, 142190 Troitsk, Moscow, Russia

Gladush G.G. State Research Center of Russian Federation, Troitsk Institute for Innovation and Fusion Research, ul. Pushkovykh 12, 142190 Troitsk, Moscow, Russia

Dokuka V.N. State Research Center of Russian Federation, Troitsk Institute for Innovation and Fusion Research, ul. Pushkovykh 12, 142190 Troitsk, Moscow, Russia; v.dokuka@mail.ru

Khayrutdinov R.R. State Research Center of Russian Federation, Troitsk Institute for Innovation and Fusion Research, ul. Pushkovykh 12, 142190 Troitsk, Moscow, Russia; khayrutd@mail.ru

Smirnov V.P. RRC «Kurchatov Institute», pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia

Gostev A.A. N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering, ul. M. Krasnosel'skaya 2/8, 107140 Moscow, Russia

Lopatkin A.V. N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering, ul. M. Krasnosel'skaya 2/8, 107140 Moscow, Russia

Obysov N.A. State corporation «Rosatom», 24 Bolshaya Ordynka St., 119017, Moscow, Russia

Received 14 April 2009

Problems of Atomic Science and Technology
Ser. Thermonuclear Fusion, 2009, issue 3, pp. 3—9.