

КОНЦЕПЦИЯ ДЕМОСТРАЦИОННОГО ТЕРМОЯДЕРНОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА ДЕМО-С

*Б.Н. Колбасов, А.А. Борисов, Н.Н. Васильев, В.М. Леонов, Г.Е. Шаталов (РНИЦ «Курчатовский институт»),
В.А. Беляков, Э.Н. Бондарчук, И.Р. Кириллов (НИИЭФА им. Д.В. Ефремова, НТЦ «Синтез»), Ю.А. Соколов
(Международное агентство по атомной энергии), Ю.С. Стребков (НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалея)*

Концептуальные проектные исследования демонстрационных термоядерных энергетических реакторов на основе токамака проводятся в России с 1991 г. Наиболее предпочтительными были признаны концепции работающих в стационарном режиме реакторов-токамаков со сверхпроводящими магнитами, однонулевым дивертором и большим вкладом бутстреп-тока в поддержание тока плазмы. Были проанализированы две концепции blankets: охлаждаемый гелием blanket с использованием керамики (Li_4SiO_4) для воспроизводства трития и ферритной стали в качестве конструкционного материала и blanket, в котором для воспроизводства трития и в качестве теплоносителя применяется жидкий литий, а в качестве конструкционного материала — ванадий-хром-титановый сплав. Были выбраны обычные охлаждаемые водой или литием диверторные мишени, выдерживающие тепловые нагрузки до 10 MW/m^2 . Blankets обоих типов требуют замены сменяемых элементов после достижения интегрального потока термоядерных нейтронов, эквивалентного $10 \text{ MW}\cdot\text{год/m}^2$, и применения бериллия для размножения нейтронов. Результаты проведенного анализа показывают необходимость дополнительных исследований перед выбором наиболее перспективной концепции blanket для дальнейшей разработки. В статье рассматриваются также проблемы обращения с радиоактивными отходами и возврата в производственный цикл дефицитных материалов.

CONCEPT OF DEMO-S DEMONSTRATION FUSION POWER REACTOR. B.N. KOLBASOV, A.A. BORISOV, N.N. VASILIEV, V.M. LEONOV, G.E. SHATALOV, V.A. BELYAKOV, E.N. BONDARCHUK, I.R. KIRILLOV, Yu.A. SOKOLOV, Yu.S. STREBKOV. Conceptual design studies of a tokamak-based demonstration fusion power reactor have been carried out in Russia since 1991. The preferred concept was a steady-state operating tokamak with superconducting magnets, single-null divertor configuration and a high contribution of bootstrap current into plasma current drive. Two blanket concepts were analyzed: a helium-cooled ceramic (Li_4SiO_4) design for tritium breeding, using ferritic steel as structural material, and a blanket using liquid lithium as tritium breeding material and coolant and a vanadium-chromium-titanium alloy as structural material. Conventional type water or lithium cooled divertor targets with maximum heat load of $\sim 10 \text{ MW/m}^2$ were chosen. Blankets of both designs require beryllium as a neutron multiplier and have to be replaced after the integral fusion neutron load on the first wall reaches $10 \text{ MW}\cdot\text{a/m}^2$. The results of the analyses show the necessity of additional studies prior to choice of the most promising blanket concept for further development. Aspects of radioactive waste management and scarce materials re-fabrication were also considered.

ВВЕДЕНИЕ

Исследования по проблеме использования термоядерной энергии ведутся уже более 50 лет, и в настоящее время начался этап, который должен открыть дорогу для ее промышленного освоения.

Начиная с 1975 г., в России исследовались различные концепции термоядерных энергетических установок. Были проведены концептуальные проектные разработки энергетических реакторов с токамаками, стеллараторами, тандемными ловушками, а также установками, использующими инерционное удержание плазмы.

На современном уровне научно-технического развития реакторы-токамаки наиболее изучены и предпочтительны для создания термоядерных электростанций. Проведенные исследования не выявили существенных преимуществ реакторов-стеллараторов над реакторами-токамаками. Недостаточность данных по физике плазмы не дает возможности провести проектный глубокий анализ реакторов на основе открытых ловушек. Создание термоядерных реакторов, использующих инерционное удержание плазмы, представляется существенно более сложным, чем сооружение реактора-токамака.

Концептуальные проектные исследования демонстрационных термоядерных электростанций на основе токамаков ведутся в России с 1991 г. На первом этапе, в течение 1991—1996 гг., из-за отсутствия достаточных данных по физике плазмы в условиях стационарного протекания термоядерной реакции прорабатывался импульсный реактор-токамак ДЕМО-И. Результаты этой разработки докладывались ранее [1, 2]. Они показали, что технические ограничения, обусловленные импульсным характером работы реактора, снижают его инженерные и экономические характеристики.

Новые результаты, полученные в 1990-х годах, показали, что возможно осуществление стационарной термоядерной реакции с добротностью (отношением термоядерной мощности к мощности, подводимой извне для дополнительного нагрева плазмы и поддержания тока плазмы) $Q > 20$. Широкие проектные исследования научно-технических характеристик токамака были проведены в ходе проектирования Международного термоядерного экспериментального реактора ИТЭР. На основе этих новых данных, начиная с 1997 г., проводился всесторонний технический анализ стационарного термоядерного демонстрационного энергетического реактора-токамака ДЕМО-С. Для выбора оптимальных параметров такого реактора практически единственная основа — экстраполяция технологических разработок реактора ИТЭР. Правда, такая требуемая экстраполяция по тепловым нагрузкам, нейтронному флюенсу, типу теплоносителя, материалам и другим характеристикам весьма велика, так как главная задача реактора ДЕМО — продемонстрировать работоспособность и конкурентоспособность термоядерной электростанции на экспериментально-промышленном уровне и уточнить оптимальные физические, технологические и экономические характеристики будущих энергетических термоядерных реакторов. Опыт эксплуатации реактора ДЕМО будет основой проектирования первой коммерческой термоядерной электростанции. Сооружение такой электростанции возможно в 2045—2050 гг. [3].

Главными задачами проведенного исследования были:

- обосновать выбор основных реакторных материалов;
- оценить технические ограничения для двух вариантов конструкции первой стенки (ПС) и бланкета, а также коэффициент воспроизводства трития для реальной конфигурации компонентов, находящихся внутри вакуумного корпуса;
- выбрать и обосновать режимы осуществления термоядерной реакции в плазме, проанализировать и оптимизировать плазмозфизические параметры с учетом технических ограничений, оценить стабильность горения плазмы при выбранных рабочих режимах;
- оптимизировать параметры системы инжекции быстрых атомов, выбранной для обеспечения поддержания тока и стационарного горения плазмы;
- проанализировать потенциальные возможности снижения тепловых нагрузок на диверторные пластины, используя (с некоторой экстраполяцией) разработанные для дивертора технологии.

Предварительные результаты проведенного исследования были изложены в статьях [4—6]. Некоторые новые результаты [7—9] и выводы приводятся в настоящей статье.

ТЕХНИЧЕСКИЕ УСЛОВИЯ И ОСНОВНЫЕ ПАРАМЕТРЫ РЕАКТОРА

В качестве основы для концептуального проектирования был выбран стационарно работающий токамак с однонулевым дивертором, самообеспечением тритием и большим (~60%) вкладом бутстреп-тока в поддержание тока плазмы. Остающаяся часть (~40%) поддержания тока плазмы должна обеспечиваться системой инжекции быстрых атомов.

В основном варианте проекта была принята максимальная индукция магнитного поля на проводнике 14,3 Тл. При этом индукция магнитного поля на оси плазменного шнура составила 7,7 Тл. Одновременно была рассмотрена возможность увеличения индукции магнитного поля на проводнике до 16 Тл. Этот перспективный вариант обеспечивает лучшие характеристики плазмы, однако в нем больше механические напряжения в конструкционных материалах, суммарная вертикальная разрывающая сила и сила притяжения катушки к центру установки, выше требования, предъявляемые к сверхпроводящему проводу, больше суммарная масса катушек, т.е. до принятия этого варианта в качестве основного требуются дополнительные проектные разработки.

Проанализированы две концепции бланкета:

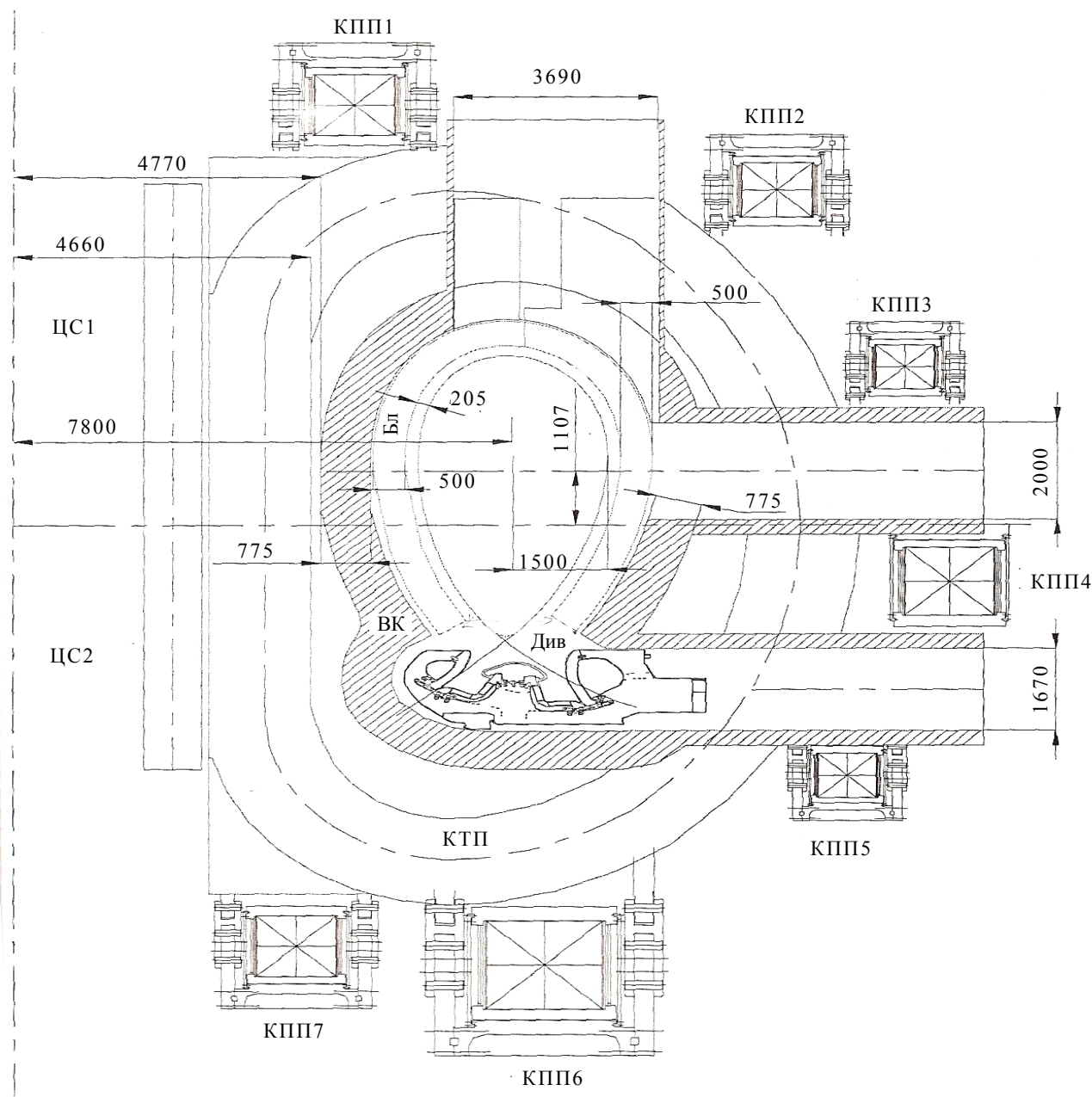
- охлаждаемый гелием бланкет с использованием керамики (Li_4SiO_4) для воспроизводства трития и ферритной стали в качестве конструкционного материала;
- бланкет, в котором для воспроизводства трития и в качестве теплоносителя применяется жидкий литий, а в качестве конструкционного материала — ванадий-хром-титановый (ВХТ) сплав. Рассматривалась работа дивертора в режимах с «оторванной» и «полуоторванной» плазмой. Целью этого анализа

была оценка различия в предельных параметрах двух рассматриваемых концепций blankets. Наиболее важные параметры основного варианта реактора:

Большой радиус плазменного шнура, м ...	7,8
Малый радиус плазменного шнура, м ...	1,5
Индукция тороидального поля на оси плазменного шнура B_0 , Тл ...	7,7
Термоядерная мощность P_{fus} , ГВт ...	2,44
Средний/максимальный эквивалентный поток термоядерных нейтронов на ПС, МВт/м ² ...	2,5/3,4
Средний/максимальный тепловой поток на поверхность ПС, МВт/м ² ...	0,4/0,7
Удлинение плазменного шнура, k_{95} ...	1,85
Треугольность плазменного шнура, δ_{95} ...	0,4
Длительность рабочего импульса, дни ...	1—10

КОНФИГУРАЦИЯ РЕАКТОРА

Вертикальный поперечный разрез реактора показан на рисунке.



Вертикальное поперечное сечение магнитной системы, вакуумного корпуса, blankets и дивертора реактора ДЕМО-С

Основными компонентами реактора являются вакуумный корпус (ВК), бланкет (Бл), дивертор (Див) и магнитная система, состоящая из 16 сверхпроводящих катушек тороидального поля (КТП), семи катушек полоидального поля (КПП), двухсекционного центрального соленоида (ЦС) и опорных конструкций. Размеры, форма и число КТП были определены, исходя из допустимых пульсаций магнитного поля, максимально допустимого наружного диаметра ЦС, минимально допустимых радиальных размеров ВК и бланкета, размеров дивертора и его положения относительно нулевой точки.

Размеры и расположение КПП обеспечивают требуемую конфигурацию плазмы при ее зажигании и горении и оптимальную конфигурацию магнитного поля в диверторе, а также дают возможность доступа к компонентам, находящимся внутри ВК.

Необходимо обеспечить надежную и безопасную работу несменяемых компонентов прототипа коммерческого термоядерного энергетического реактора (магнитов, ВК) в течение времени, соизмеримого со сроком службы обычных электростанций (~30 лет). Разработчики проекта хотели бы обеспечить коэффициент использования мощности не ниже 0,5, хотя они понимают, что достижение таких эксплуатационных показателей потребует весьма больших усилий. Чтобы увеличить коэффициент использования мощности, замена компонентов должна производиться с минимальной потерей времени, в частности, без отогрева магнитов (в атмосфере инертного газа). Несменяемые компоненты должны сохранять свою работоспособность в течение срока службы, эквивалентного флюенсу термоядерных нейтронов на первую стенку до $50 \text{ МВт}\cdot\text{год}/\text{м}^2$, т.е. в течение 700—7000 рабочих импульсов при продолжительности каждого импульса 10—1 суток.

Некоторые компоненты реактора (бланкет, дивертор) требуют восстановительного ремонта или замены после 2—4 лет суммарной работы на полной проектной мощности. Это соответствует 4—8 годам работы или 150—1500 рабочим импульсам, включая до 100 срывов плазмы.

Бланкет состоит из 32 внутренних и 48 внешних сегментов, которые могут быть собраны, разобраны и удалены через 16 верхних вертикальных шахт, проходящих через ВК. Кроме того, в реакторе имеются 16 горизонтальных экваториальных проходов (портов) для установки компонентов системы инжекции быстрых атомов и другого технологического и диагностического оборудования и обеспечения доступа к компонентам, находящимся внутри ВК, и 16 горизонтальных нижних проходов (портов) для сборки, разборки и удаления дивертора, а также для откачки ВК.

Вакуумный корпус представляет собой коробчатую конструкцию, внутри которой находится радиационная защита. Толщина как внутренней, так и наружной стенки 775 мм. В варианте с керамическим бланкетом в качестве радиационной защиты используются охлаждаемые водой слои стали. В варианте с литиевым бланкетом применяются охлаждаемые жидким литием слои карбида вольфрама.

МАГНИТЫ

КТП, КПП и ЦС объединены в единую конструкцию, способную противостоять электромагнитным и весовым нагрузкам.

В КТП применяется сверхпроводник типа «кабель в трубе» на основе Nb_3Sn , изготавливаемый в России. Такой сверхпроводник обеспечивает индукцию магнитного поля на оси плазменного шнура 7,7 Тл при максимальном поле на проводнике 14,3 Тл и однородной плотности тока в катушке. Пять центральных и две боковые двухслойные сверхпроводящие секции укладываются в корпус, изготавливаемый из стабилизированной аустенитной стали типа 316LN (российский эквивалент 03X17H14M3). Корпус покрывается изоляцией на основе полиимида, стеклянной ленты и стеклянного волокна.

Механические напряжения в корпусах КТП под действием статических нагрузок, согласно расчетам, будут допустимыми. Однако чтобы подтвердить работоспособность КТП, требуется дополнительный анализ трехмерных полей напряжений, возникающих в конструкции под действием как статических тепловых и электромагнитных нагрузок (при взаимодействии токов КТП с собственными полями КТП), так и под действием циклических электромагнитных нагрузок (при взаимодействии токов КТП и токов КПП с полоидальными полями) на катушки. Потребуется дополнительное рассмотрение электромагнитных нагрузок, действующих при срывах тока плазмы. Требуется также рас-

смотрения процесс захлаживания КТП, накладывающий определенные требования на материалы, особенно на материал изоляции.

Рассмотрена возможность увеличения индукции магнитного поля на оси плазменного шнура до 8,75 Тл при повышении максимальной индукции магнитного поля на проводнике до 16 Тл. Такое увеличение оказалось возможным при разделении КТП на четыре секции с плотностью тока 9,2, 14,2, 17,6 и 19,2 МА/м². Обмотку предполагается проводить слой за слоем, последовательно проводя намотку, отжиг и изолирование. Изолированные сверхпроводники укладываются в пазы, сделанные в D-образных пластинах, изготовленных из нержавеющей стали.

Основные параметры КТП и плазмофизические параметры для двух вариантов КТП (параметры плазмы даны для варианта с отрицательным широм (ОШ)):

	Основной	Перспективный
Максимальное магнитное поле на проводнике, Тл ...	14,3	16,0
Магнитное поле на оси плазменного шнура ($R = 7,8$ м), Тл ...	7,7	8,75
Термоядерная мощность, ГВт ...	2,44	2,91
Средний/максимальный эквивалентный поток термоядерных нейтронов на ПС, МВт/м ² ...	2,5/3,4	3,0/4,2
Ток плазмы I_{CD} , МА ...	11,2	12,8
Запас устойчивости q_{95} ...	2,95	~3
Гофрировка тороидального поля на внешнем радиусе плазменного шнура ($z = 0$, $R = 9,3$ м), % ...	1,23	2,6
Ампервитки одной катушки, МА ...	18,8	21,4
Средний радиус внутренней ноги, м ...	3,94	3,97
Средний радиус внешней ноги, м ...	12,3	12,3
Суммарная масса одной КТП, т ...	816	889

Полоидальная магнитная система реактора ДЕМО-С состоит из центрального двухсекционного соленоида и семи КПП. Предполагается, что КПП будут изготавливаться на основе NbTi сверхпроводника (также типа «кабель в трубе»). Сверхпроводник будет размещаться в толстостенном корпусе квадратного сечения из нержавеющей стали. КПП крепятся к корпусам КТП при помощи опор, допускающих их свободное перемещение в радиальном направлении, но ограничивающих перемещение в вертикальном направлении.

Конструкция ЦС реактора ДЕМО-С близка к конструкции ЦС ИТЭР. Это многослойная четырехходовая цилиндрическая обмотка. Ее полная длина активной части 12 м. К ней относятся также электрические и криогенные соединения и вводы. Секции ЦС имеют независимую систему питания. Опорный цилиндр, расположенный между КТП и ЦС, в рабочем состоянии сжат. Поэтому циклические растягивающие нагрузки на него не действуют, и его проектный срок службы равен сроку службы реактора (до 30 лет).

ПЛАЗМОФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ

Реактор ДЕМО-С является прототипом коммерческих термоядерных энергетических реакторов. На нем предполагается накопить опыт работы с термоядерной плазмой, параметры которой соответствуют параметрам плазмы коммерческих термоядерных энергетических реакторов.

Область основных плазмофизических параметров реактора определяется потоком термоядерных нейтронов на ПС, пределом плотности Гринвальда и запасом устойчивости. Для выбранных параметров реактора были рассмотрены и оптимизированы два возможных режима работы. Первый режим характеризуется уширенным профилем тока плазмы и наличием области ОШ в значительной части плазменного шнура. Во втором режиме профиль тока плазмы более острый. Он соответствует режиму Н-моды с ELMами.

Режим с ОШ магнитного поля имеет некоторые преимущества: лучшую МГД-устойчивость и, вероятно, лучшее удержание плазмы, но база экспериментальных данных для него, особенно при длительных разрядах, ограничена. В проведенном исследовании Н-мода, количество экспериментальных данных по которой значительно больше, рассматривается как альтернативный вариант.

Основные плазмофизические параметры реактора ДЕМО-С для перспективного варианта магнитов с увеличенной индукцией магнитного поля при обоих рассмотренных режимах работы, а также при режиме с ОШ магнитного поля для основного варианта магнитов [5]:

	Основной	Перспективный	
	ОШ	ОШ	Н-мода
Режим работы ...	ОШ	ОШ	Н-мода
Максимальное магнитное поле на проводнике, Тл ...	14,3	16,0	16,0
Магнитное поле на оси плазменного шнура ($R = 7,8$ м), Тл ...	7,7	8,75	8,75
Средняя по объему плотность плазмы n_e , 10^{20} м ⁻³ ...	1,55	1,72	1,73
Мощность инжекторов быстрых атомов P_{NBI} , МВт ...	117	104	119
Добротность $Q = P_{fus}/P_{NBI}$...	21	28	24
Энергия быстрых атомов, МэВ ...	0,75	1,2	1,2
Предел Гринвальда n_{Gr} , 10^{20} м ⁻³ ...	1,55	1,8	1,8
n_e/n_{Gr} ...	1,0	0,97	0,98
Средняя энергия ионов, кэВ ...	23	23	24
Средняя энергия электронов, кэВ ...	21	21	21
Энергетическое время удержания τ_e , с ...	2,1	2,2	2,1
Доля бутстреп-тока в токе плазмы I_{bs}/I_p , % ...	59,1	65,3	59,0
Доля инжекции быстрых атомов в поддержании тока плазмы I_{CD}/I_p , % ...	40,9	34,7	41,0

Оба режима устойчивы по отношению к баллонным модам, хотя Н-мода находится вблизи от порога неустойчивости. Разряд в обоих режимах также довольно устойчив относительно идеальных винтовых возмущений низших мод. Разряд в режиме с ОШ магнитного поля имеет запас устойчивости против резистивных возмущений. Соответствующая устойчивость в Н-моды несколько хуже.

При мощности системы инжекции быстрых атомов 104—120 МВт добротность реактора Q превышает 20. Изменяя энергию быстрых атомов в рамках 0,7—1,2 МэВ, можно управлять радиальными профилями мощности нагрева и тока плазмы и улучшать магнитогидродинамическую (МГД) устойчивость разряда.

БЛАНКЕТЫ И ДИВЕРТОРЫ

Как было упомянуто, проанализированы две концепции blankets: охлаждаемая гелием конструкция с литевой керамикой (Li_4SiO_4) для воспроизводства трития и ферритной сталью в качестве конструкционного материала и вариант, в котором жидкий литий служит как для воспроизводства трития, так и в качестве теплоносителя, а конструкционным материалом является сплав V—Cr—Ti. В blankets обоих типов требуется применять бериллиевый размножитель нейтронов. Сменные элементы модулей обоих видов blankets требуют замены после достижения флюенса термоядерных нейтронов на первую стенку, эквивалентного 10 МВт·год/м². Были выбраны диверторные мишени обычного типа, охлаждаемые водой или литием, с максимальной тепловой нагрузкой 10 МВт/м². Проектные разработки сопровождались нейтронно-физическими, теплогидравлическими и прочностными расчетами.

При обоих типах blankets решено использовать паротурбинный цикл преобразования тепловой энергии в электрическую.

Охлаждаемый гелием керамический blanket. Конструкция керамического blankets сегментная. Каждый сегмент представляет собой сварной герметичный блок, включающий сварную заднюю стенку, первую стенку и зону воспроизводства трития. Толщина внутреннего blankets 542 мм. Радиальная толщина blankets с внешней стороны разрядной камеры 700 мм. Конструкция крепления сегментов позволяет компенсировать тепловые расширения за счет радиальных и вертикальных перемещений сегментов. Задняя плита — это воспринимающая нагрузки конструкция, к которой приварены модули blankets. В качестве конструкционного материала blankets выбрана феррито-мартенситная сталь 10X9МФБ. У нее очень хорошая свариваемость и небольшое смещение температуры перехода пластичного разрушения к хрупкому при облучении. Радиационное охрупчивание этой стали определяется увеличением плотности дислокаций и может быть полностью устранено выдержкой при 550 °С.

Первая стенка представляет собой плиту сложной формы с охлаждающими каналами в тороидальном направлении и бериллиевым защитным покрытием. Она укреплена ребрами, чтобы обеспечить требуемую прочность при отклонениях от нормальной эксплуатации.

В пространстве между первой и задней стенками находится зона воспроизводства трития. В ней размещены бериллиевые блоки для размножения нейтронов, изготовленные из пористого бериллия, который пронизан сквозными порами (открытая пористость 20—35%). В бериллиевые

блоки вмонтированы змеевиковые коаксиальные трубопроводы с наружным диаметром 26 мм, внутренним диаметром 14 мм и толщиной стенки 1 мм для прокачки отводящего тепло гелия под давлением 8 МПа. В модулях внутреннего бланкета в змеевиках имеется пять прямых участков. В модулях внешнего бланкета таких прямых участков семь. Теплоноситель распределяется между каналами с помощью внутренних коллекторов, находящихся в каждом модуле. Внутренние трубки коаксиальных змеевиковых трубопроводов заполнены керамическими гранулами средним размером 1,5 мм из воспроизводящего тритий (бридера) ортосиликата лития Li_4SiO_4 , между которыми пропускается газ-носитель (гелий) для отбора трития. Наибольшая проектная температура ортосиликата лития 1000 °С. Ортосиликат лития выбран, так как в его молекуле высокое содержание атомов лития, он слабо активизируется и хорошо противостоит гидратации. В бериллиевых блоках размещены также перфорированные змеевиковые трубопроводы для стравливания трития, образующегося при ядерных реакциях на бериллии [9].

Создана трехмерная модель реактора для проведения нейтронно-физических расчетов по вычислительной программе MCNP-4A. С ее помощью проведена оптимизация коэффициента воспроизводства трития (КВТ) путем варьирования расстояний между рядами и обогащения ${}^6\text{Li}$ в рядах. Были учтены все детали проекта, влияющие на КВТ. В результате оптимизации получен КВТ в начале работы реактора $K_T = 1,069$. За 2,5 года непрерывной работы реактора из-за выгорания изотопа ${}^6\text{Li}$ в керамическом бридере K_T уменьшится до 0,95. Этим снижением K_T определяется время перегрузки ортосиликата лития. Необходимы проектные улучшения, чтобы в техническом проекте этого варианта бланкета иметь необходимый запас по коэффициенту воспроизводства трития.

Основные характеристики керамического бланкета реактора ДЕМО-С:

Температура гелия на входе, °С ...	300
Температура гелия на выходе, °С ...	550
Максимальная температура бериллиевого размножителя нейтронов, °С ...	680
Максимальная температура конструкционного материала, °С ...	600
Давление гелия, МПа ...	8
Потеря давления в гелиевом контуре, МПа ...	0,16
Тепловая мощность бланкета, МВт ...	2500
Электрическая мощность (брутто) турбогенератора, МВт ...	856
К.п.д. электростанции (брутто), % ...	34,2
Мощность гелиевой газодувки, МВт ...	132
Электрическая мощность (нетто) электростанции, МВт ...	600—700
К.п.д. электростанции (нетто), % ...	24—28
Полное тепловыделение в КТП (без учета прострельных эффектов), кВт ...	8
Радиационная доза в изоляционном материале за 20 лет работы на полной проектной мощности, МГр ...	2,5

Литиевый самоохлаждаемый бланкет [6]. Общая компоновка и общие размеры литиевого самоохлаждаемого бланкета такие же, как в варианте бланкета с гелиевым охлаждением. Литий как воспроизводящий тритий материал и теплоноситель занимает около 90% объема бланкета. Конструкционным материалом является ванадий-хром-титановый сплав. Зона воспроизводства трития бланкета komponуется в замкнутую коробчатую конструкцию, состоящую из 16 секторов, симметрично осям 16 горизонтальных и вертикальных проходов между 16 ОТП.

Для уменьшения МГД-потери давления предполагается покрыть стенки каналов, по которым течет литий, изнутри 20—25 слоями композиции, состоящей из металлических фольг толщиной 10—15 мкм и керамических изолирующих слоев толщиной 5—10 мкм каждый. В этом случае, согласно расчетам, потеря давления не должна превышать 1 МПа. Однако дополнительные технологические и экспериментальные работы в этом направлении необходимы.

Толщина первой стенки была выбрана равной 12 мм, чтобы обеспечить ее работоспособность в течение 5 лет, предполагая, что эрозия ПС составит ~1,8 мм/год, а коэффициент использования мощности реактора будет 0,6. После этого потребуется полная замена бланкета или восстановление первой стенки. Флюенс термоядерных нейтронов на первую стенку за это время, равный 10—15 МВт·год·м⁻², соответствует предельному сроку службы ванадиевых сплавов, обусловленному радиационными повреждениями.

Основные характеристики самоохлаждаемого литиевого blankets реактора ДЕМО-С:

Температура лития на входе, °С ...	350
Температура лития на выходе, °С ...	600
Максимальная температура ПС, °С ...	680
Давление лития на входе, МПа ...	1,2
Обогащение по ${}^6\text{Li}$, % ...	50
Коэффициент воспроизводства трития ...	1,09
Тепловая мощность литиевого контура реактора, МВт ...	2310
Электрическая мощность паровой турбины, МВт ...	970
К.п.д. системы преобразования тепловой энергии в электрическую, % ...	42
Полное тепловыделение во внутренней/внешней ноге КТП (одномерная оценка), кВт/м ...	0,2/0,9
Радиационная доза в изоляционном материале за 20 лет суммарной работы на полной проектной мощности, МГр ...	6—7

Трехмерный анализ показал, что в варианте blankets без бериллиевого размножителя нейтронов, при радиальной толщине внутреннего/наружного blankets 0,5/0,75 м и естественном составе лития $K_T \approx 1,07$. При радиальной толщине наружного blankets 0,5 м, толщине зоны бериллиевого размножителя нейтронов 12 см и обогащении лития изотопом ${}^6\text{Li}$ до 50% $K_T \approx 1,09$. В процессе эксплуатации деградация КВТ не ожидается, так как оптимальный состав лития может поддерживаться постоянно в течение срока службы реактора.

Для реактора с blankets, охлаждаемым литием, принята трехконтурная схема преобразования энергии. Во втором контуре применяется натрий, чтобы исключить возможный контакт охлаждающего реактор радиоактивного лития с водой третьего контура. Предполагается использовать разработанную ранее паровую турбину с температурой пара на входе 540 °С и промежуточным перегревом пара высокого и низкого давления. Коэффициент полезного действия (к.п.д.) такой турбины 44—45%, а к.п.д. системы преобразования тепловой энергии реактора в электрическую (нетто) около 40%.

Дивертор. Конструкция диверторных касет основана на подходе, обычном для работы в «оторванном» режиме взаимодействия плазмы с дивертором. Для реактора с охлаждаемым гелием керамическим blankets в качестве конструкционного материала дивертора был выбран ванадиевый сплав. Поверхности каналов с водным теплоносителем покрыты нержавеющей сталью. Со стороны плазмы на элементы дивертора нанесено защитное покрытие из вольфрамового или молибденового сплава. Дивертор охлаждается водой под давлением 4 МПа. При тепловых потоках на диверторные пластины ~ 10 МВт/м² и входной температуре 40 °С наибольшая температура защитного покрытия не превысит 1400 °С и кризис кипения не наступит, если скорость водяного потока будет более 8 м/с.

Каналы дивертора, охлаждаемого литием, имеют ванадиевую обечайку с электроизоляционным покрытием, уменьшающим МГД-потери давления. В этом случае температура защитного покрытия не превысит 1400 °С при тепловом потоке ~ 10 МВт/м², температуре лития на входе/выходе 250/300 °С и скорости лития 5 м/с.

Создание дивертора, сохраняющего работоспособность в течение всего проектного срока службы, является одной из наиболее сложных задач при проектировании термоядерного реактора. Сложность задачи состоит в том, что тепловая нагрузка на диверторные пластины может значительно превышать величину ~ 10 МВт/м², являющуюся техническим ограничением работоспособности дивертора на современном уровне знаний. Поэтому были проанализированы различные способы уменьшения тепловой нагрузки на диверторные пластины: напуск газа в разрядную камеру для увеличения мощности излучения на первую стенку, напуск газа в диверторную область для перераспределения там тепловых потоков, уширение линий магнитного поля в области дивертора путем оптимизации токов в КПП. Проведенный расчетный анализ показал возможность снижения тепловых нагрузок на диверторные пластины до приемлемого уровня при напуске в разрядную камеру до 1,5% неона.

Другие проблемы включают накопление трития в околосдиверторной области, эрозию обращенных к плазме элементов дивертора и радиационную стойкость высокотемпературных диверторных материалов, которые требуют дополнительных исследований.

ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Проведены расчеты изменения во времени радиоактивности материалов реактора ДЕМО-С с керамическим охлаждаемым гелием blankets после прекращения их облучения. Они показали, что эффек-

тивная мощность дозы (ЭМД) H от материалов КТП, КПП, криостата и опорных конструкций магнитов, которые в сумме составляют до 60 вес. % радиоактивных материалов реактора, после ~30 лет выдержки будет менее 10—12 мкЗв/ч. В этом случае станет возможным повторное «ручное» (без применения радиационной защиты) использование этих материалов. В России применяется предельная для свободного обращения с материалами ЭМД 12 мкЗв/ч, так как российские Нормы радиационной безопасности 1999 г. предусматривают, что работающий с радиационными источниками персонал находится в рабочих помещениях в течение 1700 ч/год.

При $10 \text{ мкЗв/ч} < H < 100 \text{ мкЗв/ч}$ применяется ограниченная ручная переработка материалов с применением защитных мер, позволяющих уменьшить получаемую персоналом дозу до 10 раз. Она предусматривает ограничение времени пребывания персонала вблизи облученных материалов, применение свинцовых стекол, манипуляторов и кранов для удаления персонала от облученных материалов и автоматизации технологических процессов. Такая ограниченная ручная переработка возможна после 100 лет выдержки для стали ВК, керамики и бериллия, которые составляют еще 25 вес. % радиоактивных материалов реактора. Остальные 15 вес. % (в основном феррито-мартенситная сталь blankets) требуют контролируемого захоронения.

Ванадий является дефицитным и дорогим материалом. Поэтому была рассмотрена возможность регенерации и повторного использования ванадиевых сплавов вместо их захоронения как радиоактивных отходов. Чтобы иметь возможность безопасно работать с облученным материалом без применения сложных защитных мер, необходимо снизить ЭМД до величины, не превышающей 10—12 мкЗв/ч.

Технологическая схема радиохимического разделения компонентов сплава V—Cr—Ti после его облучения в термоядерном реакторе и их очистки от металлических продуктов активации была разработана в Радиовом институте им. В.Г. Хлопина (Санкт-Петербург). Она была испытана в лабораторных (статических) условиях на облученных образцах. Эта технология, согласно нашим расчетам, позволяет снизить ЭМД до величины, не превышающей 10 мкЗв/ч [10]. Такая радиохимическая переработка подобна разделению компонентов облученного ядерного топлива и их очистке от продуктов деления.

Первая идея, которую мы рассмотрели, заключалась в том, что примеси, при облучении которых в реакторе образуются изотопы, определяющие величину ЭМД, следует удалить из V, Cr и Ti до облучения. Однако, к сожалению, это не решило бы проблему. Во-первых, некоторые долгоживущие продукты активации, дающие основной вклад в ЭМД через несколько десятилетий после облучения, образуются из компонентов сплава, в частности из титана. Во-вторых, загрязнение конструкционного материала радиоактивными элементами при работе в реакторе практически неизбежно, и очистка сплава от этих загрязнений перед его повторным использованием будет необходима.

Мы думаем, что аналогичный подход может быть применен и для очистки бериллия от продуктов активации (и продуктов деления из-за загрязнения бериллия ураном).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Концептуальные проектные разработки реактора ДЕМО-С показали реальность его сооружения с учетом опыта, который будет приобретен при строительстве, пусковых испытаниях и эксплуатации экспериментального реактора ИТЭР. Сооружение реактора ДЕМО представляется возможным к 2030 г.

Главной задачей реактора ДЕМО будет экспериментально-промышленная демонстрация работоспособности термоядерных электростанций и уточнение физических, технологических и экономических характеристик и пределов, применимых для будущих промышленных термоядерных реакторов. Эксплуатационный опыт, который будет приобретен на реакторе ДЕМО, станет основой для проектирования первой промышленной термоядерной электростанции, сооружение которой возможно в 2045—2050 гг.

Среди проведенных в Советском Союзе и России концептуальных проектных проработок демонстрационных и промышленных энергетических термоядерных установок проект реактора ДЕМО-С содержит наиболее всесторонний и глубокий анализ технологических, плазмофизических, нейтронно-физических, теплогидравлических и прочностных проблем, стоящих перед проектантами и конструкторами реактора. Тем не менее многие проблемы еще ждут своего решения, а некоторые принятые технические решения ждут более обстоятельного обоснования и подтверждения.

По-видимому, наиболее сложными задачами при создании и эксплуатации реактора ДЕМО (и будущих энергетических реакторов) будут:

— обеспечение приемлемого коэффициента использования мощности реактора (проектная величина 0,5);

— проектные улучшения, которые должны обеспечить в техническом проекте бланкета необходимый запас по коэффициенту воспроизводства трития, так как в настоящее время величина коэффициента воспроизводства трития в обоих вариантах бланкета (особенно в газоохлаждаемом варианте) угрожающе близка к предельному уровню, при котором реактор еще может самообеспечиваться тритием;

— снижение скорости удержания трития в пределах вакуумного корпуса, мониторинг накопления трития в ВК, разработка эффективных методов удаления трития из ВК;

— обеспечение длительной работоспособности материалов дивертора и первой стенки при высоких температурах, в присутствии потоков нейтронов и других частиц, которые будут в несколько раз превышать соответствующие потоки в реакторе ИТЭР.

Для подтверждения работоспособности КТП требуется анализ трехмерных полей напряжений, возникающих под действием как статических, так и циклических тепловых и электромагнитных нагрузок на катушки, дополнительный анализ электромагнитных нагрузок, действующих при срывах тока плазмы, и анализ захолаживания ОТП, накладывающего определенные требования на материалы, особенно на материал изоляции.

Необходимы также дополнительные исследования с целью подтвердить длительную работоспособность керамического бланкета с учетом выгорания лития.

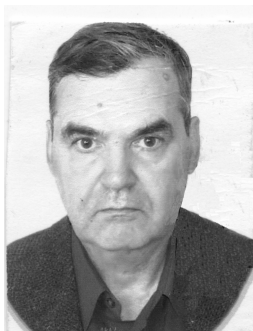
Среди возможных концепций термоядерных энергетических реакторов, требующих более всестороннего рассмотрения, мы хотели бы привлечь внимание к концепции реактора с жидколитиевыми бланкетом, дивертором и первой стенкой.



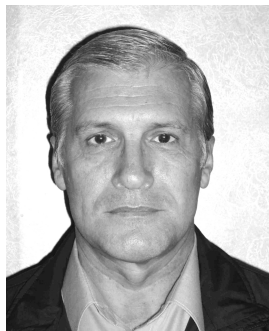
Борис Николаевич Колбасов, старший н.с., лауреат премии им. И.В. Курчатова, ветеран атомной энергетики и промышленности



Андрей Алексеевич Борисов, старший н.с.



Николай Николаевич Васильев, начальник лаборатории, кандидат т.н., ветеран атомной энергетики и промышленности



Владимир Михайлович Леонов, ведущий н.с., кандидат ф.-м.н., лауреат премии им. И.В. Курчатова, ветеран атомной энергетики и промышленности



Гелий Евгеньевич Шаталов, главный н.с., доктор ф.-м.н., профессор, ветеран атомной энергетики и промышленности



Валерий Аркадьевич Беляков, зам. ген. директора, директор НТС «Синтез», доктор ф.-м.н., награжден медалью «За заслуги перед отечеством» 2-й степени, ветеран атомной энергетики и промышленности



Эдуард Николаевич Бондарчук, начальник отдела, кандидат т.н., ветеран атомной энергетики и промышленности



Игорь Рафаилович Кириллов, начальник лаборатории, доктор т.н., ветеран атомной энергетики и промышленности



Юрий Алексеевич Соколов, заместитель генерального директора МАГАТЭ, доктор ф.-м.н.



Юрий Сергеевич Стребков, начальник отдела, ветеран атомной энергетики и промышленности, ветеран НИКИЭТ

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Sokolov Yu.A. Overview of Russian DEMO plant study. — Fusion Eng. Des., 1995, vol. 29, p. 1—27.
2. Sokolov Yu.A. et al. Russian DEMO plant study. — Fusion Eng. Des., 1998, vol. 41, p. 525—533.
3. Велихов Е.П., Смирнов В.П. Состояние исследований и перспективы термоядерной энергетики. — Бюллетень Российской академии наук, 2006, т. 76, № 5, с. 419—426.
4. Shatalov G. et al. Russian DEMO-S reactor with continuous plasma burn. — Fusion Eng. Des., 2000, vol. 51—52, p. 289—298.
5. Leonov V.M. et al. Study of the parameters field for Russian DEMO-S reactor. — ISFNT-5, Rome, September, 1999.
6. Kirillov I.R. and RF DEMO Team. Lithium cooled blanket of RF DEMO reactor. — Fusion Eng. Des., 2000, vol. 49—50, p. 457—465.
7. Атрошенко С.Н. и др. Проект РФ ДЕМО. Основы концепции демонстрационного термоядерного реактора ДЕМО-С. Ч. IV. Описание конструкции систем и режимов работы реактора. — М.: РНЦ «Курчатовский институт», Институт ядерного синтеза, 2000.
8. Борисов А.А. и др. Проект РФ ДЕМО. Основы концепции демонстрационного термоядерного реактора ДЕМО-С. Ч. V. Площадка реактора. Внешние системы. Оценка стоимости строительства станции с реактором ДЕМО-С. Безопасность работы станции и влияние на окружающую среду. — Там же, 2001.
9. Складнов К.С. Блочная конструкция экспериментального воспроизводящего тритий охлаждаемого гелием модуля blankets реактора ДЕМО для испытаний в ИТЭР. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2007, вып. 1, с. 3—11.
10. Bartenev S.A. et al. Radiochemical processing of activated specimens of vanadium-chromium-titanium alloy. — Plasma Devices and Operations, 2006, vol. 14, p. 261—266.

Статья поступила в редакцию 2 октября 2007 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Термоядерный синтез, 2007, вып. 4, с. 3—13.

УДК 621.039

ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЛИТИЯ В ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ СИСТЕМАХ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

И.Е. Люблинский, А.В. Вертков, В.А. Евтихин (ФГУП «Красная Звезда»)

Длительное время литий, как элемент с малым атомным номером, концептуально рассматривался в качестве одного из возможных материалов, контактирующих с плазмой токамака. Эксперименты прошедшего десятилетия с использованием лития, успешно проведенные на термоядерных установках TFTR, T-11M, T-10, CDX-U, FTU, дали результаты, позволяющие с оптимизмом рассматривать создание внутрикамерных приемных устройств токамака на основе жидкого лития как один из путей решения существующих проблем, стоящих при разработке проектов реактора ДЕМО и в дальнейшем энергетического термоядерного реактора. Поскольку в существующих проектах ТЯР жидкий литий рассматривается, кроме прочего, и как тритийвоспроизводящий материал, и как теплоноситель, необходимо располагать базой данных по всему комплексу свойств этого металла, на основе анализа которой можно принимать обоснованные решения по использованию лития. Краткий анализ комплекса свойств лития и экспериментальных данных по использованию в токамаках приведен в настоящей работе.

PHYSICAL-CHEMICAL BASIS OF LITHIUM USE IN LIQUID METAL SYSTEMS OF FUSION REACTOR. I.E. LYUBLINSKI, A.V. VERTKOV, V.A. EVTIKHIN. Lithium as an element with a low atomic number has been considering for a long time in terms of concept among possible tokamak plasma facing materials. Experiments of past ten years with lithium application to be successfully conducted on the TFTR, T-11M, T-10, CDX-U, FTU fusion facilities gave results which allowed a creation of tokamak in-vessel target plates based on liquid lithium to be optimistically considered as one way of solving the available problems on development of DEMO reactor projects and further power fusion reactor. Since liquid lithium is considered also as a tritium breeding material and a coolant in the fusion reactor existing projects it is necessary to have a data base on the whole complex of this material properties. Proceeding from the data base analysis, a well-founded decision on lithium application can be taken. A short analysis of lithium property complex and experimental data on its use in the tokamaks is presented in this work.