УДК 621.039

ОБЗОР СОСТОЯНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ ДЕМОНСТРАЦИОННЫХ ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ В МИРЕ

М.Л. Субботин, Д.К. Курбатов, Е.А. Филимонова (Координационный центр «Управляемый термоядерный синтез — международные проекты», Москва, Россия)

Обзор является кратким изложением результатов изучения концепций демонстрационных и коммерческих энергетических термоядерных реакторов-токамаков, разработанных в Европейском Союзе, США, Японии и России.

Ключевые слова: демонстрационный термоядерный реактор, энергетический термоядерный реактор, концептуальный проект.

WORLDWIDE REVIEW OF STUTIES OF STUDIES OF DEMONSTRATION FUSION POWER REACTORS. M.L. SUBBOTIN, D.K. KURBATOV, E.A. FILIMONOVA. The paper is a review of concepts of demonstration and commercial fusion power reactors developed in European Union, USA, Japan and Russia.

Key words: demonstration fusion reactor, commercial fusion reactor, consept.

введение

Основным содержанием работ по изучению современных проектов демонстрационных и коммерческих энергетических термоядерных реакторов (ТЯР) в мире были поиск, обработка и анализ материалов, содержащих описание и технические параметры этих реакторов, разработанных в наиболее развитых промышленных странах мира — Европейском Союзе (ЕС), России, США и Японии.

Ожидающийся к середине текущего века почти двукратный рост населения Земли, в основном, за счёт развивающихся стран и рост среднедушевого потребления энергии в мире до уровня развитых стран могут привести к увеличению мирового энергопотребления в 2—3 раза.

В настоящее время потребности человечества в электрической и тепловой энергии удовлетворяются в основном за счёт ресурсов минерального топлива. Данные о мировых разведанных запасах топлива показывают возможность сохранения достигнутого уровня добычи топлива [1] в течение 40—100 лет по нефти, 70—200 лет по природному газу и более 200—500 лет по углю. При этом цифры по обеспеченности нефтью и газом существенно различаются для разных стран и регионов. При планировании роста производства энергии в XXI веке необходимо рассматривать и другие источники энергии.

Помимо возможного дефицита ресурсов минерального топлива, уже в середине XX века обнаружились другие барьеры на пути дальнейшего наращивания энергетики с его использованием. К их числу относятся:

— истощение дешёвых ресурсов углеводородных топлив и возникновение конфликтов вокруг их источников;

достижение опасных пределов выбросов углекислого газа при сжигании углеводородов.

В то время, как глобально ресурсы минерального топлива, возобновляемого топлива и топлива для атомной энергетики в XXI веке все ещё достаточны для роста энергетики, ряд регионов в достаточной мере ими не обладает.

Термоядерный синтез предлагает долговременный безопасный источник энергии с практически неисчерпаемыми запасами топлива и существенными экологическими преимуществами. Можно перечислить некоторые из них:

— термоядерный реактор не выбрасывает углекислый газ;

в нём не может иметь место неконтролируемый рост мощности;

 низкое остаточное энерговыделение в материалах реактора после его остановки позволяет обеспечить целостность конструкции в случае прекращения активного охлаждения;

— в ТЯР не могут образоваться в результате ядерных реакций делящиеся материалы и актиниды, и соответственно они не участвуют в топливном цикле;

— в отработанных материалах отсутствуют продукты деления;

— радиоактивность материалов ТЯР достаточно низка, чтобы позволить выдержку и поверхностное захоронение части материалов непосредственно на площадке реактора;

— даже в запредельных аварийных ситуациях на термоядерной энергостанции эвакуация населения может не потребоваться.

Хотя сравнительные оценки капитальных затрат на сооружение атомного и термоядерного реакторов показывают, что стоимость строительства энергетического термоядерного реактора будет заметно выше, стоимость производства энергии в ТЯР для некоторых приложений может быть сравнима со стоимостью энергии, производимой атомной электростанцией (АЭС).

Существенны и те обстоятельства, что:

— производство термоядерной энергии может быть реализовано в то время, когда перспективы использования других источников энергии могут стать неясными;

— стабильное развитие отдельных стран и регионов требует обеспечения достаточным количеством производимой энергии по доступной стоимости. Развитие различных регионов будет идти различными темпами, и требования к источникам энергии и инфраструктуре энергетики будут отличаться.

Разработка проектов демонстрационных и энергетических термоядерных реакторов (ДЕМО-С в России, ARIES в США, SEAFP и PPCS в Европе, SSTR в Японии и др.) интенсивно проводилась в последние годы с направлением в первую очередь на выработку электроэнергии. Рассматриваются также и другие возможные области их использования, такие, как выработка тепла для теплоснабжения, производство синтетического топлива, опреснение и очистка воды, сжигание радиоактивных отходов атомных реакторов и др. Это области относительно небольшого масштаба (по глобальным энергетическим меркам), и термоядерная энергетика в них может найти применение уже в середине XXI века. В целом промышленная выработка термоядерной энергии может начаться к середине XXI века и способна вырасти до заметного уровня к началу XXII века.

ПРОЙДЕННЫЕ ЭТАПЫ НА ПУТИ К ТЕРМОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

В середине 1950-х годов основные ядерные страны начали широкомасштабные исследования по управляемому термоядерному синтезу. В 1954 г. в Лаборатории измерительных приборов Академии наук СССР (впоследствии Институте атомной энергии, РНЦ «Курчатовский институт») под руководством И.Н. Головина и Н.А. Явлинского был построен первый в мире токамак ТМП. К 1968 г. при омическом нагреве плазмы на токамаке Т-ЗА температура электронов и ионов достигла 20 и 4 млн градусов соответственно — результат, в несколько раз превосходивший мировой уровень. Естественно, учёные других стран отнеслись к нему с недоверием. Л.А. Арцимович предложил руководителям Калэмской лаборатории физики плазмы (Англия) провести в Институте атомной энергии (ИАЭ) совместный эксперимент по измерению параметров плазмы с использованием английской диагностической аппаратуры. Совместный эксперимент подтвердил рекордные параметры плазмы, сняв сомнения западных учёных в достоверности этих выдающихся для своего времени результатов.

В 1968 г. на токамаке T-4, сооружённом в ИАЭ, были получены температура ионов дейтерия ~ $8\cdot10^6$ К, плотность ионов ~ 10^{14} см⁻³, время удержания энергии в плазме ~0,02 с. Характеристики установки T-4: малый радиус тора a = 17 см, большой радиус R = 90 см, ток плазмы $I = 1,5\cdot10^5$ А. С начала 1970-х годов системы токамаков заняли лидирующее положение в исследованиях по УТС во всём мире. В 1970-е годы закончено сооружение установок, значительно более крупных, чем T-4, а именно T-7, T-10, T-11 в России, PLT и DIII-D в США, ASDEX и TFR в Европе и др.

Первый этап исследований систем с магнитным удержанием плазмы выявил заметное преимущество токамака над другими возможными конфигурациями плазмы, и в 1970-е годы на токамаках первого поколения были получены высокие параметры плазмы с температурой в несколько кэВ. Были разработаны методы дополнительного нагрева плазмы, различные плазменные диагностики и системы управления плазмой. Эксперименты показали также необходимость использования диверторной конфигурации плазмы.

В 1980—1990-х годах вошли в строй большие экспериментальные токамаки второго поколения (T-15 в России, JET и TOR-SUPRA в Европе, TFTR в США, JT-60 в Японии), предназначенные для изучения плазмы с параметрами, необходимыми для перехода к экспериментальному термоядерному реактору. На них исследованы критерии удержания плазмы, уточнены пределы плазменных параметров и конфигураций. Большинство исследований было проведено на водородной плазме, однако на установках JET и TFTR были выполнены эксперименты с дейтериево-тритиевой плазмой с параметрами, приближающимися к параметрам термоядерного реактора. Максимальная мощность термоядерной реакции составила 16 МВт в JET, что соответствует равенству мощностей термоядерной реакции и нагрева плазмы. Для работы экспериментального термоядерного реактора это отношение должно быть увеличено на порядок.

На этом поколении токамаков были успешно опробованы основные технологические системы, важные для создания экспериментального реактора: сверхпроводящие магнитные системы, способные создавать поле с индукцией 5—7 Тл на оси плазмы, тритиевые системы, приёмные элементы дивертора и др. Важные шаги в интеграции физических параметров были сделаны в экспериментах на JET, TFTR и JT-60, послуживших базой при разработке экспериментального реактора ИТЭР.

Третьим этапом явилась разработка проекта экспериментального термоядерного реактора, который должен получить плазму с параметрами, экстраполируемыми к параметрам демонстрационного и энергетического реактора, обеспечить длительный ресурс работы при этих параметрах и отработать основные инженерные, технологические и конструкторские решения элементов и систем демонстрационного термоядерного реактора (ДЕМО). Начало этого этапа относится к проектам 1980-х годов, таких, как NET в Европе, FER в Японии, TIBER в США, ОТР в России и др. При разработке проектов во всех ведущих странах стало ясно, что для выполнения их миссии необходим большой шаг от экспериментальных плазменных установок. Для реализации этого дорогостоящего шага естественным и необходимым является международное сотрудничество, уменьшающее затраты каждой страны и позволяющее реализовать более продвинутые параметры и технические решения, чем могла бы сделать каждая страна в одиночку.

Окончанием этапа явилась разработка Международного термоядерного экспериментального реактора (ИТЭР), завершившаяся в 1998 г. выпуском первого варианта технического проекта в объёме, достаточном для принятия решения о строительстве. В настоящее время ИТЭР является стержнем термоядерных программ ведущих стран и тесно связан с физическими и технологическими программами в области управляемого термоядерного синтеза. Предполагаемое время его строительства — два первых десятилетия этого века, с последующим проведением двадцатилетней экспериментальной программы.

Конструкция ИТЭР представляет собой практически первую реальную попытку решить одну из главных проблем энергетических термоядерных систем: создать комплекс различных элементов и систем реактора, удовлетворяющих требованиям физики плазмы, дистанционного обслуживания и безопасности в режимах нормальной работы и при срывах плазмы.

Конструкция ИТЭР имеет все необходимые компоненты для поддержания 500—700 МВт термоядерной мощности как в импульсном, так и в стационарном (необходимом для перехода к ДЕМО) режиме работы, с воспроизводством трития и получением высокотемпературного тепла в экспериментальных модулях бланкета. Детально разработаны на уровне технического проекта основные системы реактора:

— сверхпроводящие магниты с индукцией магнитного поля на оси плазменного шнура до 5,3 Тл;

- четыре возможных системы дополнительного нагрева и поддержания тока плазмы;
- система сборки/разборки и дистанционного обслуживания основных компонентов реактора;
- система инжекции топлива и откачки плазмы;
- тритиевая система;
- диагностические системы;
- большое количество вспомогательных систем и сооружений.

В проекте представлен тщательный анализ вопросов безопасности, доказывающий, что эвакуация населения не является необходимой даже в случае очень маловероятных аварийных сценариев реактора и его систем.

Выбор конструкционных материалов и теплоносителя ИТЭР не полностью совпадает с требованиями ДЕМО и ТЯР. Отчасти проблема получения необходимых данных может быть решена установкой в ИТЭР 4—5 экспериментальных модулей размером 3—5 м² для испытания наиболее напряжённых элементов предлагаемых конструкций бланкета и первой стенки ДЕМО. Однако в проекте ИТЭР заложен ресурс работы с нейтронным флюенсом 0,3—1,0 МВт·лет/м², что в 10—30 раз меньше флюенса, необходимого для ДЕМО. Поэтому в настоящее время рассматриваются возможности создания установок, генерирующих термоядерные нейтроны для материаловедческих испытаний с возможностью сильного увеличения флюенса нейтронов.

Параметры ИТЭР хотя и позволяют провести испытания основных систем и компонентов энергетического термоядерного реактора, всё же недостаточны для получения полной базы данных и отработки режимов работы, необходимых для начала его строительства.

Следующим этапом на пути создания энергетического реактора будет демонстрационный реактор ДЕМО, концептуальные проекты вариантов которого прорабатываются в настоящее время всеми веду-

щими странами. Строительство ДЕМО возможно в 20-х или 30-х годах текущего века в зависимости от успехов программы ИТЭР [2].

ВОЗМОЖНЫЙ СЦЕНАРИЙ РАЗВИТИЯ ТЕРМОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Описываемый сценарий возможного развития термоядерной энергетики [2] относится исключительно к «чистым» схемам термоядерных реакторов и не касается возможности разработки и создания гибридных ядерно-термоядерных энергетических источников и источников нейтронов.

На основе опыта развития атомной энергетики можно предположить, что эволюция термоядерных реакторов в XXI веке пройдёт три стадии.

Стадия I. В экспериментальном термоядерном реакторе ИТЭР [3] должна быть получена плазма с параметрами, экстраполируемыми к параметрам демонстрационного и энергетического реакторов, должны быть обеспечены длительный ресурс работы при этих параметрах и отработаны основные инженерные, технологические и конструкторские решения элементов и систем демонстрационного термоядерного реактора ДЕМО.

Строительство ИТЭР началось в первой декаде нынешнего века, программа экспериментов рассчитана на двадцать лет. Результаты, необходимые для решения вопроса о строительстве термоядерного реактора ДЕМО, будут получены в 20-х годах этого века.

Стадия II. Сооружение прототипа промышленной термоядерной электростанции (ПТЭ) — термоядерного реактора ДЕМО, концептуальные проекты вариантов которого прорабатываются в настоящее время всеми ведущими странами. Строительство ДЕМО возможно в 20—30-х годах следующего века в зависимости от успехов программы ИТЭР. Основными целями создания реактора ДЕМО являются:

 испытание реакторных материалов при флюенсах термоядерных нейтронов на первую стенку до 16 МВт·год/м²;

— развитие и проверка технологической и индустриальной базы термоядерных реакторов;

— проверка надёжности, безопасности и влияния на экологию планируемого коммерческого ТЯР;

— оценка экономических характеристик коммерческого ТЯР;

— накопление опыта работы с термоядерной плазмой, параметры которой соответствуют параметрам плазмы коммерческого ТЯР.

Начало строительства ДЕМО без прохождения первого этапа вряд ли имеет смысл, если только по каким-то обстоятельствам не возникнет необходимость форсировать термоядерную программу (с увеличением риска её реализации).

Стадия III. Строительство и ввод в эксплуатацию коммерческих ТЯР.

Возможны также сценарии с комбинированной термоядерной и атомной энергетикой, в которых термоядерные реакторы обеспечивают наработку топлива для атомных реакторов или увеличивают в несколько раз глубину выгорания природного урана тепловых атомных реакторов без переработки топлива.

РАЗРАБОТКА РЕАКТОРОВ ДЕМО В СТРАНАХ ЕС

Разработки термоядерных реакторов в странах ЕС проводились в рамках трёх исследовательских программ: Socio-Economic Research in Fusion — SERF-1 (1997—1998), SERF-2 (1999—2000), Safety and Environmental Assessment of Fusion Power — SEAFP-1 (1992—1994), SEAFP-2 (2000) и European Power Plant Conceptual Study — PPCS (2001—2004) с дополнениями, сделанными при изучении коэффициента готовности термоядерной электростанции, выполненными по термоядерной программе EFDA [4] и основному долгосрочному графику выполнения Европейской термоядерной программы [5]. График выполнения программы представлен в табл. 1.

Лицензирование и строительство ИТЭР		Эксплуата	ция ИТЭР		
		Фаза 1	Фаза 2	Эксплуатация ДЕМО	
		Проектирование ДЕМО	Строительство ДЕМО		
				Проект ТЯР	Строительство ТЯР
2 года	8 лет	10 лет	8 лет	6 лет	7 лет
t = 0	<i>t</i> = 10 лет			<i>t</i> = 28 лет	<i>t</i> = 41 год

Таблица 1. Европейская долгосрочная термоядерная программа

По этим программам был проанализирован большой набор сопоставимых результатов, охватывающий более 60 электростанций и 12 различных топливных циклов. Был проанализирован широкий набор технологий, включая ископаемое, ядерное и возобновляемое топливо. По программам SERF-1 и SERF-2 [6] эта методология была расширена, чтобы включить термоядерное топливо, для оценки внешних затрат для гипотетической электростанции, расположенной вблизи г. Штутгарта в Германии.

Два проекта термоядерных электростанций, изученных по программе SEAFP, каждая из которых рассчитана на 3000 МВт термоядерной мощности, определены в дальнейшем как Модель 1 (М-1) и Модель 2 (М-2) [7]. В М-1 в качестве конструкционного материала используется ванадиевый сплав, теплоносителем является гелий и окись лития используется для воспроизводства трития. В М-2 приняты соответственно слабоактивируемая мартенситная сталь, вода и сплав лития и свинца в качестве бридера трития. Обе модели проектировались с использованием принципов пассивной безопасности. SEAFP-анализ включал исследование влияния выбросов (кратковременных или непрерывных, за час, сутки), т.е. поступление в окружающую среду вредных веществ, профессиональных доз облучения, наиболее тяжелых аварийных ситуаций и технологий обращения с отходами. По результатам исследований не был выбран вариант лучшей модели, и дальнейшие исследования проводились по программе SEAFP-2 [8—10].

Параметры М-1 и М-2 термоядерных станций, разработанных по программе SEAFP, представлены в табл. 2.

Параметр	Модель 1	Модель 2
Тепловая мощность, МВт	3520	3810
Термоядерная мощность, МВт	3000	3000
Электрическая мощность, МВт(эл.)	1000	1000
Мощность дополнительного нагрева, МВт	75	75
Теплоноситель	Гелий	Вода
T_{BX} , °C (P , at)	260 (90)	265 (130)
$T_{\text{bbix}}, ^{\circ}\text{C}(P, \text{at})$	560 (90)	310 (130)
Бридер трития	Li ₂ O	Li ₁₇ Pb ₈₃
Конструкционный материал	V ₅ Ti	Низкоактивированная сталь
Большой радиус плазмы, м	9,4	10,3
Малый радиус плазмы, м	2,09	3,43
Нейтронная нагрузка, МВт/м ²	2,1	1,2
Магнитное поле на обмотке, Тл	12,8	11,9

Т а б л и ц а 2. Параметры моделей термоядерных станций, разработанных по программе SEAFP

Предполагается, что термоядерные электростанции на D—T-топливе будут работать в базовом режиме [9]. Продукты термоядерного процесса могут быть только токсически и радиационно опасными. В работе [9] отмечается, что промышленные термоядерные реакторы будут иметь низкий уровень содержания топлива в вакуумной камере и низкий уровень остаточного энерговыделения.

Исследования, проведённые по программе SEAFP, выявили привлекательные свойства термоядерных электростанций с точки зрения безопасности и влияния на окружающую среду. Вместе с тем эти исследования определили ряд проблем, которые требуют дальнейшего изучения и более глубокого понимания. Эти проблемы решались в ходе исследований по программе SEAFP-2.

Исходные данные для всех моделей термоядерных реакторов, разработанных по программе SEAFP-2, представлены в табл. 3. Данные были основаны на разумной экстраполяции результатов экспериментальных исследований и теоретических оценок, полученных в термоядерной физике.

Параметр	Величина
Большой радиус плазменного шнура, м	9,4
Малый радиус плазменного шнура, м	2,1
Ток в плазме, МА	10,4
Средняя температура в плазме, кэВ	10
Термоядерная мощность, МВт	3000
Электрическая мощность (нетто), МВт	1200
Средняя нейтронная нагрузка на первую стенку, MBт/м ²	2,1
Продолжительность работы бланкета	5 полных лет

В табл. 4 представлены шесть моделей бланкетов, разработанных по программе SEAFP-2. Эти модели отличаются друг от друга инженерным исполнением технических проектов и используемыми материалами. Две модели MINERVA-W и MINERVA-H используют в качестве конструкционного материала бланкета низкоактивируемую мартенситную сталь (состав стали 0,1С—9Сг—2W—0,2V—0,077Та). Ожидаемая активация этих сталей термоядерными нейтронами будет значительно ниже, чем активация обычных сталей. Эти малоактивируемые стали были созданы и всесторонне изучены в последние годы, но, конечно, не для условий, характерных для термоядерного реактора.

			· ·	
Монон бланкото	Моторион бногисто ЕШ	Материал бридера	Размножитель	Теплоноситель
модель оланкета	Материал оланкета Г w	трития	нейтронов	бланкета FW
1	Сплав ванадия	Керамика Li ₂ O	Нет	Гелий
2. MINERVA-W	Низкоактивируемая мартенситная	Жидкий Li ₁₇ Pb ₈₃	Li ₁₇ Pb ₈₃	Вода
	сталь			
3. MINERVA-H	Низкоактивируемая мартенситная	Керамика Li ₄ SiO ₄	Бериллий	Гелий
	сталь			
4	SiC/SiC	Жидкий Li ₁₇ Pb ₈₃	Li ₁₇ Pb ₈₃	Жидкий Li ₁₇ Pb ₈₃
5	Низкоактивируемая мартенситная	Жидкий Li ₁₇ Pb ₈₃	Li ₁₇ Pb ₈₃	Гелий и жидкий Li ₁₇ Pb ₈₃
	сталь с изолятором SiC/SiC			
6	SiC/SiC	Керамика Li ₄ SiO ₄	Бериллий	Гелий

Т а б л и ц а 4. Характеристики моделей бланкетов, разработанных по программе SEAFP-2 [9, 10]

Конструкция модели бланкета 1 выполнена из ванадиевого сплава V—4Cr—4Ti. Конструкционным материалом оставшихся бланкетов являются композиционный материал SiC/SiC и низкоактивируемая мартенситная сталь с изолятором из SiC/SiC. Ванадиевые сплавы и материалы из карбида кремния в настоящее время доступны для проектировщиков бланкетов, но потребуется их дополнительное изучение, чтобы эти материалы в полной мере удовлетворяли термоядерным условиям.

С точки зрения безопасности термоядерных реакторов и их влияния на окружающую среду требования к ТЯР в Европейском сообществе формулируются следующим образом:

 при работе ТЯР не должно быть выбросов «парниковых газов» и окисных газов, а также большого количества пыли, которые могут привести к изменению климата;

 — выход энергии из плазмы должен самоограничиваться низким уровнем термоядерных процессов в плазме (например, срывы плазмы не должны приводить к расплавлению первой стенки и аварийным ситуациям);

— непрерывная работа станции должна поддерживаться непрерывной подачей топливной смеси (дейтерия и трития), таким образом, чтобы содержание топливной смеси в плазменной камере в любой отрезок времени было достаточным для примерно одной минуты работы;

— плотность энерговыделения в плазме должна удовлетворять требованиям нормальной работы и становиться очень небольшой после гашения плазмы;

— радиотоксичность активированного материала, полученного при работе термоядерной станции, должна спадать быстро. Это условие может в дальнейшем минимизироваться соответствующим выбором конструкционного материала для термоядерного реактора.

Работы по программе SEAFP-2 были выполнены в результате совместных усилий Французской, Британской, Итальянской, Германской, Бельгийской и Шведской термоядерных ассоциаций, Объединённого исследовательского центра и Европейской промышленности (EFET—EWIV).

Перед тем, как перейти к описанию моделей промышленных (коммерческих) термоядерных реакторов, разработанных по программе PPCS [11], напомним основные цели, поставленные при разработке реакторов по программам ИТЭР, SEAFP-2 и PPCS:

— цель ИТЭР — продемонстрировать научную и техническую осуществимость получения энергии за счёт термоядерной реакции;

— цель ДЕМО — продемонстрировать стационарное горение с производством электроэнергии. Определить основные характеристики компонентов реактора и физических процессов. Контуры ДЕМО пока еще плохо различимы, они будут определены реактором ИТЭР;

— цель промышленных (коммерческих) термоядерных реакторов — работа в базовом режиме с производством больших количеств электроэнергии. При этом промышленные термоядерные реакторы должны иметь высокий коэффициент использования установленной мощности, обеспечивать высокую безопасность и минимальное влияние на окружающую среду, быть экономически приемлемыми.

Модели промышленных термоядерных реакторов были разработаны Европейским Союзом по программе PPCS. Все сказанное относится в равной степени к термоядерным реакторам, разрабаты-

ваемым в США, Японии и России. Среди разработчиков промышленных реакторов деления существует мнение, что каждый работающий промышленный реактор является демонстрационным для следующего проектируемого аналогичного реактора. В процессе эксплуатации реактора накапливаются опыт эксплуатации и дополнения (изменения) в конструкции реактора, которые должны быть внесены в проект следующего реактора.

Требования, предъявляемые к термоядерным электростанциям. Европейская коммунальная индустрия предъявила ряд требований к термоядерным энергетическим установкам (ТЯУ), которым они должны удовлетворить, чтобы стать привлекательным источником энергии. Эти требования относятся к вопросам безопасности, обращения с отходами, эксплуатации и экономики. Наиболее важными требованиями являются:

— выбросы радиоактивности при любых проектных авариях не должны превышать проектные пределы, а при запроектных авариях не должны привести к эвакуации населения, живущего вблизи реакторной площадки;

— не должно быть конструкций, в которых достигалась бы температура плавления при любой аварийной ситуации;

— безопасность ТЯУ должна обеспечиваться за счёт последовательной реализации принципа глубоко эшелонированной защиты (защита в глубину), основанного на применении системы физических и функциональных барьеров на пути распространения ионизирующего излучения, радиоактивных и других вредных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите этих барьеров и сохранению их эффективности, а также мер по защите персонала, населения и окружающей среды; использование принципа ALARA — поддержание на возможно низком, разумно достижимом уровне с учётом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника излучения;

— доля отходов, которые не могут быть определены для дальнейшей переработки после промежуточного хранения, должна быть минимизирована;

— термоядерная электростанция должна работать в базовом режиме. Для моделей электростанций, разработанных по программе PPCS, электрическая мощность (нетто) была принята равной 1,3—1,55 ГВт;

— время, затраченное на обслуживание станции и обеспечение её надежности, должно обеспечить коэффициент использования установленной мощности не менее 75—80%.

Основные характеристики моделей промышленных термоядерных реакторов, разработанных по программе PPCS, представлены в табл. 5 и 6.

Параметр	Модель А	Модель АВ	Модель В	Модель С	Модель D
Термоядерная мощность P _{fus} , МВт	5000	4300	3600	3410	2530
Коэффициент полезного действия (нетто)*	0,31	0,35	0,36	0,42	0,6
Электрическая мощность (нетто), МВт	1550	1505	1330	1450	1530
Аспектовое отношение	3	3	3	3	3
Большой радиус, м	9,55	9,56	8,6	7,5	6,1
Удлинение плазменного шнура, k_{95}	1,7	1,7	1,7	1,9	1,9
Треугольность плазменного шнура, δ ₉₅	0,25	0,27	0,25	0,47	0,47
Максимальное магнитное поле на проводнике, Тл	13,1	13,4	13,2	13,6	13,4
Максимальное магнитное поле на оси плазменного шнура, Тл	7,0		6,9	6,0	5,6
Ток плазмы, МА	30,5	30,0	28,0	20,1	14,1
Запас устойчивости, q95	3,5		3,4	4,0	4,5
Средняя температура плазмы, кэВ	22	21,5	20	16	12
Средняя по объёму плотность плазмы n_e , 10^{20} м ⁻³	1,1	1,05	1,2	1,2	1,4
Доля бутстреп-тока в токе плазмы	0,45	0,43	0,43	0,63	0,76
Мощность дополнителного нагрева Рдопь МВт	246	257	270	112	71
$Q = P_{\rm fus}/P_{\rm доп}$	20	16,5	13,5	30	35
Средняя эквивалентная нагрузка термоядерных нейтронов на	2,2	1,8	2,0	2,2	2,4
первую стенку, MBт/м ²					
$Z_{ m s\phi}$	2,5	2,6	2,7	2,2	1,6
*Коэффициент полезного действия (нетто) — отношение эле	ктрической м	ющности (нетт	о) к термоядер	ной мощност	ГИ.

Таблица 5. Основные характеристики моделей промышленных термоядерных реакторов, разработанных по программе PPCS [11]

	1 1	1 1			
Характеристика	Модель А	Модель АВ	Модель В	Модель С	Модель D
		·	Бланкет		
Конструкционный материал	Еврофер*	Еврофер*	Еврофер*	Еврофер*	SiC/SiC
Теплоноситель	Вода	Гелий	Гелий	LiPb/He	LiPb
Температура теплоносителя вх./вых., °С	285/325	300/500	300/500	480/700 300/480	700/1100
Бридер трития	LiPb	LiPb	Li ₄ SiO ₄	LiPb	LiPb
Размножитель нейтронов	Pb из LiPb	Pb из LiPb	Be	Pb из LiPb	Pb из LiPb
К _{трития}	1,06	1,13	1,12	1,15	1,12
			Дивертор		
Конструкционный материал	CuCrZr	Сплав вольфрама	Сплав вольфрама	Сплав вольфрама	SiC/SiC
Армирующий материал	W	W	W	W	W
Теплоноситель	Вода	Гелий	Гелий	Гелий	LiPb
Температура теплоносителя вх./вых.,⁰С	140/170	540/720	540/720	540/720	600/990
* Низкоактивируемая ферритн	о-мартенситная сталь.				

Таблицаб. Характеристики бланкетов и диверторов промышленных термоядерных реакторов, разработанных по программе PPCS [11]

На рис. 1 и 2 представлены соответственно общий вид термоядерного реактора PPCS модели С и вертикальный разрез промышленного ТЯР, разработанного по программе PPCS.



Рис. 1. Общий вид термоядерного реактора PPCS — модель С



Рис. 2. Вертикальный разрез промышленного термоядерного реактора, разработанного по программе PPCS

РАЗРАБОТКА РЕАКТОРОВ ДЕМО В США

Примером разработки термоядерного реактора-токамака в США может служить проект ARIES (Advanced Research Innovation and Evaluation Study) [12]. Основными участниками проекта являются University of Wisconsin-Madison, Princeton Plasma Physics Laboratory, University of California at San Diego, Los Alamos National Laboratory и Argonne National Laboratory.

Основные принципы, заложенные в проекте ARIES [12]:

— проекты ARIES основываются на разумной экстраполяции, достигнутых в настоящее время успехах в изучении термоядерной физики и технологии;

— рабочие режимы плазмы оптимизируются на основании последних экспериментальных достижений и/или хорошо обоснованных теоретических предсказаниях;

— инженерные системы должны основываться на существующих в настоящее время технологиях, т.е. они должны быть доступны по крайней мере как небольшие образцы.

Временная последовательность разработки проектов ARIES представлена на рис. 3.

Шесть основных проектов коммерческих энергетических ARIES были подробно исследованы в США, результаты этих исследований представлены в табл. 7 [13]:

— ARIES-I — First Stability (FS). Компромисс между высоким β и высоким отношением I_{BS}/I_P ;

— ARIES-II/IV — Second Stability (SS). Без снижения требований к инжекции быстрых атомов и увеличению β;

— PULSAR — пульсирующий реактор (PR);

— ARIES-RS — реактор с обращённым широм (RS);

— ARIES-AT — продвинутый токамак (AT);

— ARIES- ST — сферический тор (ST).

Π	Реактор					
Параметр		SS	PR	RS	ST	AT
Длительность рабочего импульса, ч	∞	∞	2,5	x	œ	x
Аспектовое отношение, $A = R/a$	4,0	4,0	4,0	4,0	1,6	4,0
Большой радиус плазмы R, м	7,96	6,4	8,68	5,52	3,2	5,2
k/δ	1,8/7	2,0/67	1,8/5	1,9/77	3,7/67	2,1/84
Ток плазмы I _р , МА	12,5	7,7	15,0	11,3	28,4	12,8
Тороидальная β, %	2,0	3,04	2,5	4,98	50,3	9,1
Магнитное поле на оси плазменного шнура $B_{\rm T}$, Тл	8,96	8,37	7,46	7,98	2,0	5,8
Максимальное магнитное поле на проводнике $B_{\rm TF}$, Тл	15,9	15,9	13,1	15,8	7,4	11,1
Запас устойчивости q	3,77	4,6	2,4	2,37	2,87	2,08
«Желаемая» температура ионов T_i , кэВ	14	12	14	18	16	18
Плотность электронов n_e , $10^{20}/\text{м}^3$	1,31	1,97	1,26	2,11	1,58	2,16
Доля бутстреп-тока в токе плазмы	0,57	0,87	0,34	0,88	0,958	0,915
Инжекция быстрых атомов в поддержании тока плазмы $I_{\rm CD}$, MBT	237	199		80	27,6	34,6
Максимальная нейтронная нагрузка на первую стенку, МВт/м ²	2,61	4,7	1,82	5,57	5,5	4,9
<u>88 80 00 01 02 02 04 05 07 07</u>	00 00 0	0 01 02	02 04	05 06 0	7	
88 89 90 91 92 93 94 93 96 97	98 99 0	0 01 02	03 04	05 06 0		
K	омпактныи	стелларато	p	ARI	ES-CS	
Проект лазерного термоядерного	реактора		ARIES-	IFE		
Продвинутая технология и продвинутый	токамак	ARIE	S-AT			
Изучение источника термоядерных ней	і́тронов					
Сферический тор		ARIES-ST				
ARIES-RS	Тока	мак с обра	ащённым	широм		
STARLITE Цели, т	ехнически	е требован	ния для эн	ергетики		
Станци	я + ДЕМС)		1		
SPPS Стелларато	р					
PULSAR Пульсирующий т	окамак					
ARIES-IV Токамак с вторичной с	стабильнос	тью				
ARIES-II Токамак с вторичной	стабильнос	тью				
ARIES-III Токамак с топливом D—31	He					
ARIES-I Токамак						
ТІТАN Пинч с обращённым полем						
88 89 90 91 92 93 94 95 96 97	98 99 0	0 01 02	03 04	05 06 0)7	
Календар	ный год					
Description of MDDDT Frame Com-	Das Sere a 19832 for	The Delgame				
	=			2		
	1	1	C.R.C			
	T			-		
				1		
	ni- and		19	A3		
	ADIEG			~		
AKIES-KS AKIES-SI	ARIES-	AI	AKIES-C	5		
	100	6. AL	O.	No.		
	Nº6	1-11	ST.			
	АДП	FS_IV	CDD	S		
ARILO-I ARIEO-III		LO-IV		5 [10]		

Таблица7. Сравнение параметров реакторов проекта ARIES [13]

Рис. 3. Временная последовательность разработки проектов ARIES [12]

Физический анализ результатов, представленных в табл. 7, был проведён авторами проектов достаточно тщательно, чтобы вскрыть критические вопросы и ключевые зависимости: некоторые «привлекательные» физические характеристики не могут быть объединены одновременно с другими, например, высокие β и высокое отношение I_{BS}/I_P ; некоторые «привлекательные» физические режимы не могут быть совместимы с инженерными ограничениями, например, высокие плазменные k и δ .

Этот анализ результатов исследований привёл к определению наиболее предпочтительных физических режимов, а именно ARIES-RS и ARIES-AT, на которых в дальнейшем мы остановимся подробнее. Основные параметры peaktopob ARIES-RS и ARIES-AT представлены в табл. 8. Поперечные сечения реакторов ARIES-AT и ARIES-RS показаны соответственно на рис. 4 и 5.

рассматривающиеся в качетве прототинов промышленных реакторов								
Реактор	Термоядерная Коэффициент полезно- З		Электрическая мощ-	Конструкционный	Бридер	Теплоно-		
	мощность, МВт	го действия (к.п.д.)	ность (брутто), МВт	материал	трития	ситель		
ARIES-RS [14]	2170	0,46	1200	V—4Cr—4Ti	Li	Li		
ARIES-AT [15]	1755	0,59	1136	SiC/SiC	Li ₂ O	LiPb		

Таблица 8. Демонстрационные термоядерные реакторы, иралниара в манаства прототипав проміннівний ім размторов



Рис. 4. Поперечное сечение реактора ARIES-AT

Рис. 5. Поперечное сечение реактора ARIES-RS

Основные параметры реакторов ARIES-RS и ARIES-AT [14-16] представлены в таб.	л. 9
Таблица9. Основные параметры ARIES-RS и ARIES-AT	

Папалат	Реактор			
Параметр	ARIES-RS	ARIES-AT		
Аспектовое отношение R/a	4,0	4,0		
Большой радиус плазмы, м	5,5	5,2		
Малый радиус плазмы, м	1,4	1,3		
Удлинение плазменного шнура k _x	1,9	2,2		
Треугольность плазменного шнура δ_x	0,77	0,84		
Тороидальная β, %	5	9,2		
Плотность электронов, 10^{20} м ⁻³	2,1	2,3		
ITER-89P scaling multiplier	2,3	2,6		
Ток плазмы, МА	11	13		
Магнитное поле на оси плазмы, Тл	8	6		
Максимальное поле на проводнике, Тл	16	11,4		
Мощность дополнительного нагрева, МВт	81	36		
Максимальный/средний поток нейтронов на первую стенку, MBт/м ²	5,4/4	4,9/3,3		

КОНЦЕПЦИЯ РЕАКТОРА ARIES-II [17]

В бланкете термоядерного реактора ARIES-II используются в качестве конструкционного материала ванадиевый сплав (V—5Cr—5Ti) и жидкий литий как теплоноситель и бридерный материал для воспроизводства трития. ARIES-II использует изоляционный слой из TiN, который будет снижать МГД-потери давления в бланкете.

Конструкция реактора ARIES-II с жидким литиевым теплоносителем показана на рис. 6.





Рис. 6. Конструкция реактора ARIES-II

РАЗРАБОТКА РЕАКТОРОВ ДЕМО В ЯПОНИИ

Разработки термоядерных реакторов проводятся в Японии в течение пяти лет [18]. Они сконцентрировались на изучении токамаков, реакторов с винтовым магнитным полем (FFHR) и лазерных термоядерных реакторов. В настоящее время проводятся или уже приостановлены работы над пятью проектами:

— SSTR — Steady-State Tokamak Reactor (рис. 7, табл. 10);



Рис. 7. Вид реактора SSTR

Параметр	Величина
Ток плазмы, МА	12
Магнитное поле на оси плазменного шнура, Тл	9
Большой радиус плазмы, м	7
Аспектовое отношение	4,1
Удлинение плазменного шнура k_{95}	1,85
Термоядерная мощность, ГВт	3
Мощность дополнительного нагрева, МВт	60
Электрическая мощность (нетто), ГВт	1,08
$Q = P_{\text{fus}}/P_{\text{доп}}$	50
Средняя нагрузка нейтронов на первую стенку, МВт/м ²	3

T :	aб	ли	ца	10.	Основные	характери	стики	реактора	SSTR
-----	----	----	----	-----	----------	-----------	-------	----------	------

— A-SSTR2 — Conceptual Design of Advanced Steady-State Tokamak Reactor [19] (рис. 8, табл. 11);



— CREST — Compact Reversed Shear Tokamak [20] (рис. 9);



- DREAM - DRastically EAsy Maintenance Tokamak Safety Commercial Power Plant [21];

— IDLT — Inductively driven Day-Long pulse Tokamak Reactor [22].

Эти реакторы рассматриваются в Японии как демонстрационные. Основные их характеристики представлены в табл. 12.

Таблица 12. Основные характеристики демон	страционных термоядерных реакторов
рассматривающихся в Японии в качестве пр	ототипов промышленных реакторов

Doormon	Термоядерная	Тепловая	Электрическая мощ-	Конструкцион-	Бридер трития, раз-	Тонноноонтон
Геактор	мощность, МВт	мощность, МВт	ность (нетто), МВт	ный материал	множитель нейтронов	теплоноситель
SSTR [18]	3000	3710	1080	Steel F82H	Li ₂ O	Вода
A-SSTR2 [19]	4000	5000	2550	SiC Comp		Не (10 МПа)
CREST [20]	2970		1163	Steel F82H	Li ₂ ZrO ₃ , Be	Вода
DREAM [21]	1500			SiC/SiC		He
IDLT [22]	3000			V-alloy		Li

КОНЦЕПЦИИ ПЕРЕДОВЫХ БЛАНКЕТОВ ТЯР И ИХ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ И КОНСТРУКТОРСКИЕ ПРОБЛЕМЫ [23]

Бланкет энергетического термоядерного реактора должен обеспечивать воспроизводство трития и возврат трития в плазму термоядерного реактора, служить радиационной защитой и преобразовывать кинетическую энергию быстрых термоядерных нейтронов в тепловую.

Материалы бланкета характеризуются комбинацией материалов: воспроизводящих тритий — бридинговых материалов, конструкционных материалов, материалов, охлаждающих бланкет, и материалов, выполняющих роль радиационной защиты. При проектировании бланкета ТЯР необходимо найти решение этих проблем и нужную комбинацию материалов.

В реакторах ДЕМО в качестве конструкционных материалов предполагается использовать низкоактивируемые ферритные и ферритно-мартенситные стали, ванадиевые сплавы и композиты SiC//SiC.

В табл. 13 представлены кандидатные конструкционные материалы для японских реакторов ДЕМО и специальные материалы, служащие для размножения нейтронов, защитных покрытий, создающих тритийнепроницаемые барьеры, коррозионно-стойких материалов и электроизоляционных материалов.

Таблица 13. Основные материалы, рассматриваемые в качестве кандидатных для первой стенки и тритийвоспроизводящего бланкета



мость электроэнергии.

Рис. 10. Комбинация возможных материальных составов бланкетов нескольких различных термоядерных реакторов

Одним из важных параметров ТЯР является его к.п.д. К.п.д. ТЯР для нескольких вариантов бланкета показан на рис. 11.

РАЗРАБОТКА РЕАКТОРА ДЕМО-С В РОССИИ

Реактор ДЕМО-С [24, 25] является прообразом коммерческих ТЯР следующего поколения и предназначен для накопления опыта работы с термоядерной плазмой, параметры которой соответствуют условиям





работы промышленных энергетических термоядерных реакторов. Создание прототипа коммерческого термоядерного реактора требует от его элементов повышенной надёжности и безопасности работы в течение времени, соизмеримого со сроком эксплуатации традиционных энергетических установок, расчётное время эксплуатации которых составляет ~30 лет. Кроме того, учитывая требование к коэффициенту использования мощности реактора (не менее 0,6), предполагается предусмотреть возможность аварийной замены его элементов в минимально возможные сроки.

Выполнены расчёты возможных рабочих параметров реактора, и выбран основной режим работы, в котором средняя нейтронная нагрузка на стенку ~2,5 MBт/м², термоядерная мощность ~2,44 ГВт.

Проблема дивертора является одной из основных проблем при проектировании термоядерного реактора. Сложность задачи состоит в том, что тепловая нагрузка на диверторные пластины может значительно превышать уровень ~10 MBt/m², являющийся техническим ограничением работоспособности дивертора на современном уровне знаний.

На базе анализа рабочего режима плазмы проведена инженерная проработка основных компонентов реактора ДЕМО-С. Проработана компоновка реактора DEMO-С с учётом опыта инженерного проектирования ИТЭР и оптимизации параметров плазмы. При компоновке реактора учтены требования к внутрикамерным элементам, расположение патрубков вакуумной камеры, вертикальный способ загрузки/выгрузки бланкета, величина технологических зазоров как между вакуумной камерой и бланкетом, так и между вакуумной камерой и тороидальной обмоткой, а также ряд конструктивных решений, заимствованных из ИТЭР.

Основными частями реактора являются вакуумный корпус (ВК), заменяемые бланкет и дивертор, магнитная система, включающая сверхпроводящие катушки тороидального и полоидального магнитных полей (КТМ и ПК1-8), и двухсекционный центральный соленоид (ЦС1-0). Эти системы размещаются в криостате, позволяющем поддерживать магнитную систему при температуре ~4,5 К.

Бланкет реактора рассматривается в двух вариантах:

— керамический газоохлаждаемый бланкет (тритий нарабатывается в керамике — ортосиликате лития (Li₄SiO₄), а в качестве теплоносителя используется газообразный гелий). Конструкционный материал — ферритно-мартенситная сталь марки 10Х9МФБ;

— литиевый бланкет (наработчик трития и теплоноситель — жидкий литий).

В основу конструкции керамического бланкета положена сегментная структура. Сегмент бланкета представляет собой герметичную сварную конструкцию. В его состав входит сварная задняя стенка, имеющая коробчатое сечение и представляющая собой несущую силовую конструкцию, на которой с помощью сварки закреплены модули первой стенки (ПС).

Первая стенка представляет собой плиту сложной формы с охлаждающими каналами в тороидальном направлении и бериллиевым защитным покрытием.

Литиевый бланкет включает первую стенку и бридерную зону, объединённые конструктивно. Литий составляет ~90% объёма бланкета. Конструкционный материал ПС — ванадий-хром-титановый сплав (V—Cr—Ti).

Толщина первой стенки была выбрана равной 12 мм, чтобы обеспечить её работоспособность в течение 5 лет, предполагая, что эрозия ПС составит ~1,8 мм/год. Конструкция диверторной кассеты близка к конструкции, проработанной в реакторе ИТЭР. Рассмотрены две схемы охлаждения диверторных пластин, соответствующих вариантам бланкета. Конструкция пластин представлена обечайками из сплава ванадия с покрытием из сплавов Мо или W.

На рис. 12 представлено вертикальное сечение реактора ДЕМО-С (магнитная система, вакуумный корпус, бланкет и дивертор).





Размеры, форма и число тороидальных катушек выбраны из условий обеспечения максимально возможного размера наружного диаметра центрального соленоида, минимально возможных радиальных

размеров вакуумной камеры и бланкета, а также с учётом размеров и положения дивертора по отношению к *X*-точке. В результате тороидальная катушка имеет D-образную форму, близкую к безмоментной. Максимальное поле на обмотке ~14,3 Тл, число катушек 16, ампер-витки одной катушки 18,8 МА.

Размеры и расположение полоидальных катушек выбирались с учётом обеспечения заданной конфигурации плазмы, условий пробоя тока, оптимальной конфигурации поля в диверторной области, а также обеспечения необходимого доступа к внутрикамерным элементам (16 горизонтальных, 16 вертикальных верхних, 16 горизонтальных нижних патрубков размером 2×2 м²). Параметры основного варианта реактора ДЕМО-С представлены в табл. 14.

Большой радиус плазменного шнура, м	7,8
Малый радиус плазменного шнура, м	1,5
Индукция тороидального поля на оси плазменного шнура В ₀ , Тл	7,7
Термоядерная мощность <i>P</i> _{fus} , ГВт	2,44
Средний/максимальный эквивалентный поток термоядерных	2,5/3,4
нейтронов на первую стенку, МВт/м ²	
Средний/максимальный тепловой поток на поверхность первой	0,4/0,7
стенки, MBт/м ²	
Удлинение плазменного шнура k ₉₅	1,85
Треугольность плазменного шнура б ₉₅	0,4
Длительность рабочего импульса, дни	1—10

та олица 14. Парамстры основного варианта реактора делчо
--

Основные характеристики керамического газоохлаждаемого бланкета реактора ДЕМО-С представлены в табл. 15.

Температура гелия на входе, °С		
Температура гелия на выходе, °С		
Максимальная температура бериллиевого размножителя нейтронов, °С		
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		
К.п.д. электростанции (бругто), %	34,2	
Мощность гелиевой газодувки, МВт	132	
Электрическая мощность (нетто) электростанции, МВт	600—700	
К.п.д. электростанции (нетто), %	24—28	
Радиационная доза в изоляционном материале за 20 лет работы на полной мощности, МГр		

Таблица 15. Основные характеристики керамического газоохлаждаемого бланкета реактора ДЕМО-С

Основные характеристики литиевого бланкета реактора ДЕМО-С представлены в табл. 16.

Таблица 16. Характеристики литиевого бланкета реактора ДЕМО-С

Температура лития на входе, °С	350	
Температура лития на выходе, °С	600	
Максимальная температура первой стенки, °С	680	
Давление лития на входе, МПа	1,2	
Обогащение по Li ⁶ , %	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, %		
Полное тепловыделение во внутренней/внешней ноге КТМ (одномерная оценка), кВт/м		
Радиационная доза в изоляционном материале за 20 лет суммарной работы на полной проектной мощности, МГр		

В табл. 17 приведено сравнение основных параметров реакторов ИТЭР и ДЕМО-С, чтобы оценить объём исследовательских и проектно-конструкторских работ, необходимых для разработки реактора ДЕМО, беря за основу параметры ИТЭР в случае их достижения.

Параметр	ИТЭР	ДЕМО-С			
Большой радиус плазмы, м	6,2	7,8			
Малый радиус плазмы, м	2	1,5			
Удлинение плазмы k ₉₅	1,7/1,85	1,85			
Конфигурация плазмы	Однонулевой дивертор	Однонулевой дивертор			
Ток плазмы, МА	15 (17)	10			
Тороидальное поле на большом радиусе, Тл	5,3	7,72			
Длительность импульса горения плазмы	≥400 c	1—10 сут			
Термоядерная мощность реактора, ГВт	0,5 (0,7)	2,44			
Тепловая мощность реактора, ГВт, для ДЕМО-С:	0,892				
в варианте керамического бланкета		~3,1			
в варианте жидкометаллического бланкета*		~2,6			
Тепловая мощность бланкета, ГВт, для ДЕМО-С:	0,690				
в варианте керамического бланкета		~2,8			
в варианте жидкометаллического бланкета*		~2,3			
Электрическая мощность реактора ДЕМО-С, МВт:					
брутто		До 1100—1200			
нетто		~600—700			
Нейтронная нагрузка на первую стенку, МВт/м ²	0,57 (08)	2,52 (3,4)			
Мощность инжекции нейтральных атомов, МВт	33	100—120			
Время эксплуатации для ДЕМО-С, лет:					
сменяемых элементов реактора		~8			
несменяемых элементов реактора		~20			
Полный флюенс нейтронов на первой стенке, MBT·год/м ² :	0,3				
сменные элементы в варианте керамического бланкета		~10			
сменные элементы в варианте жидкометаллического бланкета		~10—16			
несменяемые элементы		~50			
* Без учета мощности в диверторе.					

Таблица 17. Сравнение параметров реакторов ИТЭР [27] и ДЕМО-С [26]

выводы

Освоение человечеством управляемого термоядерного синтеза прошло несколько этапов. Последним этапом явилась разработка проекта экспериментального термоядерного реактора ИТЭР. Цель ИТЭР — продемонстрировать научную и техническую осуществимость получения энергии за счёт термоядерной реакции.

Основными целями создания реактора ДЕМО являются:

 испытание реакторных материалов при флюенсах термоядерных нейтронов на первую стенку до 16 МВт·год/м²;

— демонстрация стационарного горения с производством электроэнергии;

— развитие и проверка научной и технологической базы термоядерных реакторов;

— проверка надёжности, безопасности и влияния на экологию планируемого коммерческого ТЯР;

— оценка экономических характеристик коммерческого ТЯР;

— накопление опыта работы с термоядерной плазмой, параметры которой соответствуют параметрам плазмы коммерческого ТЯР.

Строительство ДЕМО возможно в 20-х — 30-х годах текущего столетия в зависимости от успехов программы ИТЭР и сопутствующих ей программ.

Цель энергетических термоядерных реакторов — работа в базовом режиме с производством электроэнергии. Реакторы должны иметь высокий коэффициент использования установленной мощности, обеспечивать высокую безопасность и минимальное влияние на окружающую среду, быть экономически приемлемыми.

Разработка проектов демонстрационных и энергетических термоядерных реакторов (ДЕМО-С в России, ARIES в США, SERF, SEAFP и PPCS в Европе, SSTR в Японии и др.) интенсивно проводилась в последние годы с направлением в первую очередь на выработку электроэнергии.

Возможны также сценарии с комбинированной термоядерной и атомной энергетикой, в которых термоядерный реактор обеспечивает наработку делящегося топлива для атомных реакторов или увеличивает в несколько раз глубину выгорания природного урана тепловых атомных реакторов без переработки топлива.

Проведённые проектные исследования выявили привлекательные свойства термоядерных электростанций с точки зрения безопасности и влияния на окружающую среду. Вместе с тем эти исследования определили ряд проблем, которые требуют дальнейшего изучения и более глубокого понимания.

В качестве конструкционного материала бланкета рассматривались:

— низкоактивируемые ферритно-мартенситные стали (состав стали 0,1С—9Сг—2W—0,2V—0,077Та);

— ванадиевые сплавы типа V—4Cr—4Ti;

— композиционный материал SiC/SiC и низкоактивируемая ферритно-мартенситная сталь с изолятором из SiC/SiC.

С точки зрения безопасности термоядерных реакторов и их влияния на окружающую среду требования к ТЯР формулируются следующим образом:

— выбросы радиоактивности при любых проектных авариях не должны превышать проектные пределы, а при запроектных авариях не должны привести к эвакуации населения, живущего вблизи реакторной площадки;

— не должно быть конструкций, в которых достигалась бы температура плавления при любой аварийной ситуации;

— безопасность ТЯР должна обеспечиваться за счёт последовательной реализации принципа глубоко эшелонированной защиты (защита в глубину), основанного на применении системы физических и функциональных барьеров на пути распространения ионизирующего излучения, радиоактивных и других вредных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите этих барьеров и сохранению их эффективности, а также мер по защите персонала, населения и окружающей среды;

— использование принципа ALARA — поддержание на возможно низком и разумно достижимом уровне, с учётом экономических и социальных факторов, индивидуальных и коллективных доз облучения;

доля отходов, подлежащих захоронению, должна быть минимизирована;

— непрерывная работа станции должна поддерживаться непрерывной подачей топливной смеси (дейтерия и трития), таким образом, чтобы содержание топливной смеси в плазменной камере в любой отрезок времени было достаточным для примерно одной минуты работы;

— радиотоксичность и энерговыделение активированного материала, полученного при работе термоядерной станции, должны спадать быстро. Это условие может в дальнейшем минимизироваться соответствующим выбором конструкционного материала для термоядерного реактора;

— время, затраченное на обслуживание станции и обеспечение её надежности, должно обеспечить коэффициент использования установленной мощности не менее 75—80%.

Основные характеристики моделей ДЕМО и ТЯР, разработанных в разных странах, такие, как термоядерные мощности, коэффициент полезного действия, физические параметры плазмы, магнитные характеристики, теплоносители, конструкционные материалы и т.д., близки между собой.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Макаров А.А. ИЭИ РАН. Новые тенденции и интеграционные эффекты в развитии мировой энергетики. 1998.

- Стратегия развития термоядерной энергетики России в XXI веке (официальный проект). Сайт РНЦ «Курчатовский институт» http://element114.narod.ru/Projects/pril-3.html.
- 3. International Thermonuclear Experimental Reactor ITER: Preprints IAEA 16th Fusion Energy Conference. Montreal, October 1996.
- 4. Antidormi R., Bartlett D., Bruhens H. The European Fusion Programme. European Commission, DG Research, Directorate J, Fusion Association Agreements Brussels, Belgium.
- 5. Lackner K. et al. Accelerated One-Step Roadmap. Long-Term Fusion Strategy in Europe. J. Nucl. Mater., 2002, p. 307—311.
- Schneider et al. Socio-Economic Reserch on Fusion (SERF-2), Task 1: Externalities of Fusion. Exploitation and Improvement of Work Performed Under SERF 1. CIEMAT. January 2001. Final report.
- 7. Raeder J., Cook I. et al. Safety and Environmental Assessment of Fusion Power (SEAFP). Report of the SEAFP Project. European Commission DGXII, Fusion Programme, EURFUBRU XII-217/95, Brussels, June 1995 (Cabal H. and other Environmental externali-

ties of a future fusion plant. 26th EPS Conf. on Contr. Fusion and Plasma Physics. Maastricht, 14-18 June 1999, ECA vol. 23J, p. 1453-1458).

- 8. **Provisional** Work Programme 2007. Euratom fur Nuclear Research and Training Activities (European Commission C, 2006, XXXXX).
- 9. EFDA, Safety and Environmental Impact of Fusion. April 2001, EFDA-S-RE-1.
- 10. Cook I., Marbach G. et al. Results, Conclusions, and Implications of the SEAFP-2 Team.
- 11. EFDA, a Conceptual Study of Commercial Fusion Power Plants, Final Report of European Fusion Power Plant Conceptual Study (PPCS). April 13, 2005, EFDA-RP-RE-5.0.
- 12. University of Wisconsin-Madison ARIES-AT Advanced Research Innovation and Evaluation Study-Advanced Tokamak. UW NCOE: ARIES STUDIES- Windos Internet Explorer.
- 13. Jardin S.C. Overiew of ARIES Physics Studies. ARIES Program Review, Aug 17 2000, UCSD.
- Tillack M.S. and the ARIES Team. Engineering Overview of ARIES-RS Tokamak Power Plant, Fusion Energy Research Program. University of California, San Diego, La Jolla, CA 92093-0417. 19th Symposium on Fusion Technology, Lisbon, Portugal, 16— 20 September 1996.
- 15. Najmabadi F., Jardin S.C., Tillack M., Waganer L.M., and the ARIES Team. ARIES-AT. An Advanced Tokamak, Advanced Technology Fusion Power Plant, Dept. of Electrical & Computer Engineering and Center for Energy Research University of California, San Diego, La Jolla, CA, USA, mail: najmabadi@fusion.ucsd.edu.
- Najmabadi F. ARIES AT, an Advanced Tokamak, Advanced Technology Fusion Power Plant, University of California, San Diego, La Jolla, Ca, USA. 9th Course on Technology of Fusion Reactors, 26 Jully — 1 August 2004, Erice, Italy.
- 17. Концепция peakropa ARIES-II. UW NCOE: ARIES Studies Windos Internet Explorer.
- 18. Kikuchi M. Report on Technical to the Feasibility of Fusion Energy to the Special Committee for the ITER Project. March 8, ASDEX Upgrade Seminar.
- 19. Nishio S et al. Conceptual Design of Advanced Steady State Tokamak reactor (A-SSTR2).
- 20. Okano K., Asaoka Y. et al. Compact REversed Shear Tokamak Reactor with a Superheated Steam Cycle (CREST).
- Nishio S. DREAM tokamak with high availability, SiC/SiC composite, very high aspect ratio, helium gas cooling, Naka Fusion Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute. J. of Plasma and Fusion Research, 1998, vol. 74, p. 927—933.
- 22. Wang J.F. et al. Conceptual design of a poloidal field coil system and operation scenario for an inductively operated day-long pulsed tokamak reactor. Fusion Eng. Des., 1995, vol. 29, p. 69—77.
- 23. Terai Takayuki. Advanced Blanket Concepts and Their R&D Issues. Department of Quantum Engineering and Systems Science University of Tokyo. tera@q.t.-tokyo.ac.jp.
- 24. Sokolov Yu.A. Overview of Russian DEMO plant study. Fusion Eng. Des., vol. 29, p. 1-27.
- 25. Shatalov G. et al. Russian DEMO-S reactor with continuous plasma burn. Fusion Eng. Des., 2000, vol. 51—52, p. 289—298.
- 26. Колбасов Б.Н. и др. Концепция демонстрационного термоядерного энергетического реактора ДЕМО-С. ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2007, вып. 4, с. 3—13.
- 27. ITER Technical Basis. ITER EDA Documentation Series № 24. International Atomic Energy, Vienna, 2002.

Статья поступила в редакцию 20 декабря 2009 г. Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез, 2010, вып. 3, с. 55 — 74.