

Раздел третий

КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ РЕАКТОРОВ НОВЫХ ПОКОЛЕНИЙ, РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ И ТЕРМОЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

УДК 621.039.532.21

СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ РАБОТ ПО ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫМ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫМ РЕАКТОРАМ (ВТГР) В МИРЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ ИХ ПРИМЕНЕНИЯ В УКРАИНЕ

В.Ф. Зеленский, Н.П. Одейчук, В.К. Яковлев, В.А. Гурин

*Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт»,
Харьков, Украина*

тел. +38(057)-335-60-04; факс +38(057)-335-17-09

Рассмотрено современное состояние работ по высокотемпературным газоохлаждаемым реакторам в Российской Федерации, Японии, Китае, Франции, Южной Африке, США и ФРГ. Приведены технические характеристики действующих и проектируемых реакторов ВТГР. Рассмотрены перспективы применения указанных реакторов в Украине.

ВВЕДЕНИЕ

Рост промышленного производства практически во всех странах мира приводит к потреблению во всё возрастающих масштабах органического топлива: нефти, природного газа, угля.

Основными потребителями органического топлива являются промышленность, транспорт и электроэнергетика. При существующих темпах его потребления разведанных запасов хватит не более чем на несколько столетий, поэтому необходимо искать альтернативные источники экологически чистой энергии [1].

Прогнозы международной комиссии по изменению климата [2,3] указывают на то, что к 2050 году потребности в первичной энергии могут возрасти вдвое. Основной причиной этого является рост экономики развивающихся стран и соответственно увеличение установленных мощностей атомных станций в этих странах.

Наиболее рациональным способом обеспечения возрастающих потребностей в энергии может стать преобразование ядерной энергии в электричество, углеводородное топливо и водород как наиболее эффективные и универсальные энергоносители.

С этой точки зрения наибольший интерес представляют высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы, которые позволяют вырабатывать не только электроэнергию, но и высокопотенциальное тепло с температурой, близкой к 1000 °С, которое можно использовать в технологических процессах во многих отраслях промышленности.

Научно-исследовательские и проектно-конструкторские разработки по созданию ВТГР были начаты в 50-х годах прошлого века. Первый реактор «Dragon» тепловой мощностью 20 МВт был запущен в 1964 г. в Великобритании и проработал до 1977 г. На нем проводились радиационные испы-

тания материалов (как топливных, так и конструкционных) в рамках международных программ, с целью дальнейшего совершенствования конструктивных элементов активной зоны, а также всех систем жизнеобеспечения реактора. Позже были построены АЭС «Пич-Боттом» (США) и AVR (Германия). Первые два проработали более 10 лет, последний - более 20 лет, показав надежность, высокую готовность и безопасность, низкое радиоактивное загрязнение первого контура, устойчивость в переходных режимах, способность длительно нагревать гелий до 950 °С.

Во второй половине 1970-х годов были пущены прототипные энергетические реакторы АЭС «Форт-Сент-Врейн» (США) и THTR-300 (Германия) электрической мощностью 300 МВт. Эти реакторы находились в эксплуатации до второй половины 1980-х годов.

Применение ВТГР в ядерной энергетике и использование их для теплоэнергоснабжения промышленных производств базируются на двух особенностях [1,4]:

- присущей только ВТГР возможности нагрева теплоносителя на выходе из активной зоны до 1000 °С и снабжения промышленности высокотемпературным теплом вместо сжигания органического топлива;

- высоким уровне безопасности, позволяющем размещать такие установки в непосредственной близости от жилых массивов и предприятий, что важно с точки зрения снижения потерь при транспортировке тепла, особенно с высокой температурой.

Учитывая изложенные выше факторы, во многих странах мира в последние десятилетия начато или возобновляется проектирование и строительство модульных ВТГР малой и средней мощности. Обращает на себя внимание тот факт, что наряду с Россией,

ФРГ, США, Францией, Японией – странах с традиционно развитой ядерной энергетикой, наиболее ускоренными темпами ВТГР разрабатываются в Юго-Восточной Азии (Южная Корея, Китай, Индия), а также в Южно-Африканской Республике (ЮАР) [5-19].

Япония в 1998 и Китай в 2003 г. пустили в эксплуатацию экспериментальные реакторы соответственно HTTR и HTR-10, на которых исследуется их

применение для получения высокопотенциального тепла, теплоснабжения промышленности, производства электроэнергии в газотурбинном цикле, коммерческого использования. Температура гелия на выходе из HTTR достигла 950 °С.

Работы по проектам установок с ВТГР ведутся во Франции и Нидерландах.

В табл. 1 приведены инновационные проекты реакторов ВТГР малой и средней мощности [3].

Таблица 1

Инновационные проекты реакторов ВТГР малой и средней мощности [3]

Название установки, страна-разработчик	Тип реактора	Мощность тепл./эл., МВт	Назначение	Сроки реализации проекта
PBMR Южная Африка	HTGR с насыпной активной зоной	400/165	Многоцелевое использование	Начало подготовки площадки на АЭС Koeberg – 1 кв. 2007 г., загрузка топлива – середина 10-х годов
GT-MHR США+Россия	HTGR с призмат. зоной	600/287	Многоцелевое использование	~ 2015 г.
GTHTTR-300 Япония	HTGR с призмат. зоной	600/274	Многоцелевое использование	Демонстрация прототипа - 2018 г.
HTR-PM Китай	HTGR с насыпной активной зоной	380/160	Производство электроэнергии	Строительство демонстрационной установки ~ в 2010 г.
FAPIG-HTGR Япония	HTGR с насыпной активной зоной	220/100	Многоцелевое использование	Концептуальный проект в стадии разраб. (по сост. на 2005 г.)
ACASIA Нидерланды	HTGR с насыпной активной зоной	60/(18,1...23,2)	Производство электроэнергии или многоцелевое использование	Стадия предконцептуального проектирования. Пока дальнейшие работы не планируются (по состоянию на 2005 г.)

Разрабатываемые реакторы имеют как призматическую активную зону с топливными стержнями в графитовых блоках, так и насыпную активную зону с шаровыми ТВЭлами.

В проектах реакторов PBMR, GT-MHR, GTHTTR-300 и FAPIG-HTGR предполагается использовать прямой газотурбинный цикл, в реакторе HTR-PM – непрямой газотурбинный, а проект реактора ACASIA предусматривает возможность использования как непрямого газотурбинного цикла, так и комбинацию непрямого газо- и паротурбинного циклов.

Из табл. 1 видно, что за исключением установки с реактором HTR-PM (Китай), все проекты предусматривают как выработку электроэнергии, так и многоцелевое применение. Причем для всех проектов характерно производство тепла для высокотемпературных технологических процессов, в особенности для производства водорода. Возможно также использование установок для получения питьевой воды (PBMR, GT-MHR, GTHTTR-300 и ACASIA), технологического пара (GTHTTR-300 и ACASIA) или для нужд теплоснабжения (GTHTTR-300).

1. СОСТОЯНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ И РАЗРАБОТОК ПО ВТГР В РОССИИ

В настоящее время в Российской Федерации разрабатывается международный проект опыт-

но-промышленной установки GT-MHR, который сочетает безопасный модульный реактор с кольцевой активной зоной из призматических ТВС и блок преобразования энергии с газотурбинным циклом производства электроэнергии (рис. 1, 2) [5].

Эффективность газотурбинного цикла преобразования энергии с к.п.д. цикла 48% делает ее конкурентоспособной по сравнению с АЭС или электростанциями на органическом топливе. Главной целью проектирования реактора является повышение температуры теплоносителя на выходе из активной зоны с 850 до 1000 °С при сохранении пассивной безопасности.

В первых разработках ВТГР в РФ использовалась интегральная компоновка с размещением активной зоны и оборудования в полостях корпуса из предварительно-напряженного железобетона, и мощность реакторов достигала 1000 МВт и более [1]. В проектах последнего времени реализуется модульная концепция с ограниченной мощностью и размещением активной зоны в отдельном стальном корпусе, что явилось дальнейшим этапом в развитии их возможностей (см. рис. 1).

Основные характеристики проектов реакторных установок с ВТГР, которые разрабатывались в РФ, приведены в табл. 2 [1].

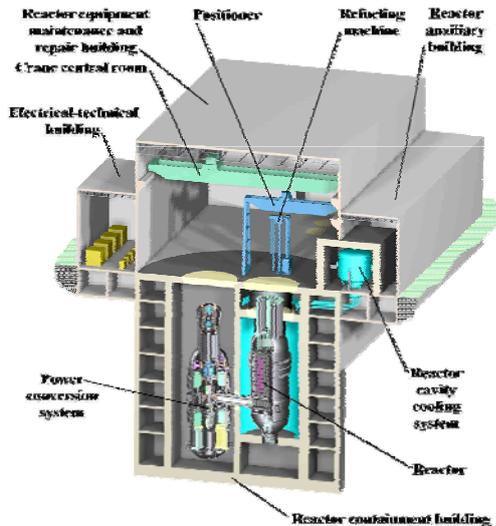


Рис. 1. Реактор ГТ-МГР (модульный с призматическими твэлами)



Рис. 2. Активная зона реактора ГТ-МГР

Таблица 2

Основные характеристики проектов реакторных установок с ВТГР РФ [1]

Характеристики	ВГР-50	ВГ-400	ВГ-400ГТ	ВГМ	ВГМ-П	ГТ-МГР
	Назначение					
	Выработка электроэнергии плюс					
	радиационное облучен.	тепло для производства аммиака	бытовое теплоснабжение	тепло для технологических процессов	тепло для нефтепереработки	-
	Компоновка реактора					
		Модульная	Интегральная		Модульная	
Тепловая мощность, МВт	136	1060	1060	200	215	600
Число петель	1	4	4	1	1	1
Электрическая мощность, МВт	50	300	400	50	-	290
	Температура гелия, °С: на входе в АЗ на выходе из АЗ	296 810	350 950	350 950	300 750...950	300 750
Давление гелия, МПа	4	5	5	5	6	7
Тип АЗ	Шаровые твэлы					Призматические блоки

Выполненные к настоящему времени в РФ работы в обоснование безопасности подтверждают возможность удовлетворения модульными ВТГР требований к реакторным установкам нового поколения [4]. Особенности реактора, обусловленные внутренне присущими свойствами безопасности и конструктивными характеристиками, исключают возможность тяжелого повреждения и расплавления активной зоны при всех возможных аварийных си-

туациях, включая разгерметизацию первого контура без восполнения потери теплоносителя.

2. СОСТОЯНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ И РАЗРАБОТОК ПО ВТГР В ЯПОНИИ

Реактор HTTR является первым высокотемпературным тестовым реактором с газовым теплоносителем (гелий), сооруженным в Японии по проекту JAERI (рис. 3).

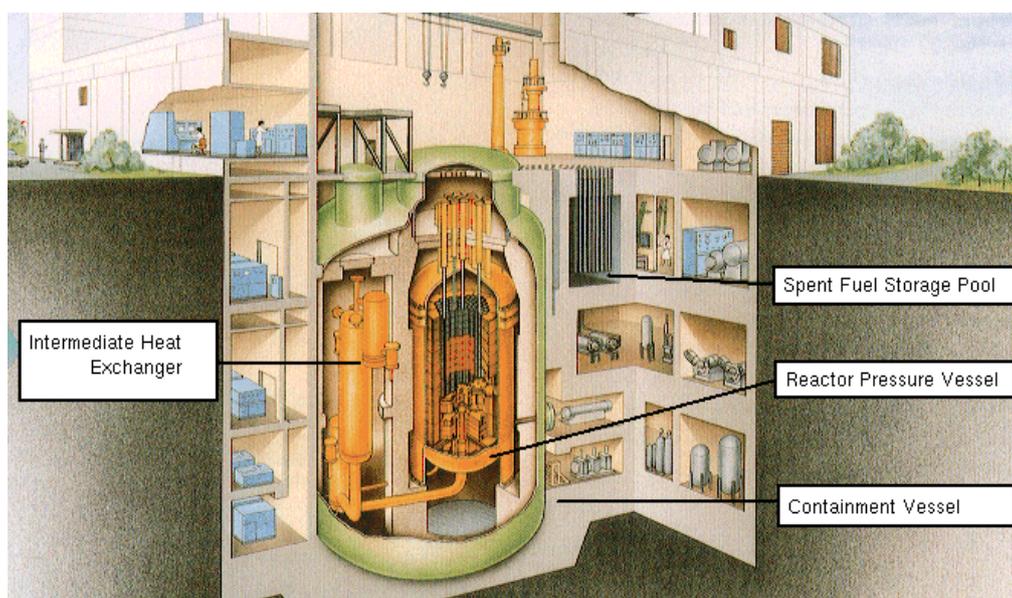


Рис. 3. Реактор HTTR с призматическими твэлами

Начальная критичность HTTR была достигнута в ноябре 1998 г., мощность реактора постепенно увеличивалась, и в апреле 2004 г. температура гелия на выходе реактора достигла 950 °С [6].

Основные характеристики реактора HTTR приведены в табл. 3.

Таблица 3

Основные характеристики реактора HTTR

Характеристика	Значение
Тепловая мощность, МВт	30
Теплоноситель	Газообразный гелий
Температура гелия, °С: на входе в реактор на выходе реактора	395 850 (штатный режим) 950 (высокотемпературный режим)
Давление гелия, МПа	4,0
Расход гелия, кг/с: штатный режим опытный режим	12,4 10,2
Конструкционный материал АЗ	Графит
Высота АЗ, м	2,9
Диаметр АЗ, м	2,3
Плотность энерговыделения, МВт/м ³	2,5
Топливо	Низкообогащенный UO ₂
Обогащение топлива по ²³⁵ U, мас. %	3...10 (среднее – 6)
Тип топлива	Призматические блоки
Материал корпуса реактора	Хромомолибденовая сталь
Число петель охлаждающего контура	1

В Японской корпорации по исследованиям и разработкам в области атомной энергии на реакторе HTTR проводят НИОКР с целью развития технологий использования ядерной тепловой энергии. Наряду с этим поставлена задача повысить уровень технологической базы реакторов HTGR.

Основным назначением реактора является исследование эксплуатационных характеристик и усовершенствование технологии реакторов HTGR, предназначенных для получения электроэнергии и для технологических целей [6, 7, 11].

Реактор HTTR должен решать следующие задачи:

- разработка базовых технологий реакторов типа HTGR;
- проверка эксплуатационных характеристик, а также внутренне (intrinsic) присущей безопасности реактора;
- исследование возможностей использования ядерного тепла в технологических целях (получение водорода из воды);
- изучение радиационной стойкости ядерного топлива и конструкционных материалов при работе в условиях АЗ реактора HTGR;

- разработка и создание оборудования для перспективных исследований в целях развития реакторов HTGR.

С 2002 г. на реакторе начались верификационные испытания систем безопасности.

Исследования и отработка всех систем реактора продолжаются до настоящего времени.

Полученные результаты дают возможность Японской корпорации по исследованиям и разработкам в области атомной энергии присоединиться к сотрудничеству в разработке сверхвысокотемпературного реактора с газовым теплоносителем (VHTR) в рамках международного форума реакторов четвертого поколения, в частности по программе исследований систем безопасности реактора VHTR.

В настоящее время (см. табл. 1) в Японии ведутся проектные работы по реакторам GTHTR-300 (призматическая активная зона) и FAPIG-HTGR (насыпная активная зона) многоцелевого использования.

3. СОСТОЯНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ И РАЗРАБОТОК ПО ВТГР В КИТАЕ

Исследовательские и опытно-конструкторские работы по ВТГР в Китае начались в 70-е годы прошлого столетия, а с 1986 г. высокотемпературное направление в реакторостроении было включено в государственную программу перспективных разработок [8, 9, 13].

Развитие технологии ВТГР в Китае проходило в три этапа.

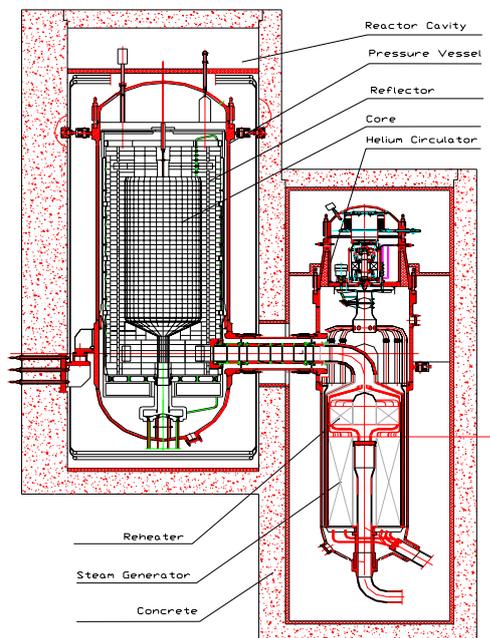


Рис. 4. Схема высокотемпературного реактора HTR-PM (KHP)

На первом этапе в 1992 г. правительство утвердило строительство высокотемпературного исследовательского реактора HTR-10 (рис. 4) тепловой мощностью 10 МВт на площадке Института ядерных и новых энергетических технологий (Institute of Nuclear and New Energy Technology – INET), которое

началось в 1995 г. В декабре 2000 г. реактор достиг критичности, а в январе 2003 г. выведен на номинальную мощность.

Реактор является опытно-экспериментальной базой для проверки правильности проектирования и накопления опыта для создания промышленной демонстрационной установки. На нем была проведена серия экспериментов по исследованию свойств безопасности в ходе ожидаемых переходных процессов или аварий, а также при потере теплоносителя и несрабатывании аварийной защиты.

На втором этапе после ввода в эксплуатацию HTR-10 INET в 2001 г. приступил к проектированию высокотемпературного реактора HTR-10GT, у которого вместо парового цикла будет использован гелий - турбинный. Основными целями проекта являются:

- создание гелиевого цикла, связанного с реактором;
- разработка технологии безопасной гелиевой турбинной установки;
- исследование магнитного подшипника и динамики ротора одновальнй гелиевой турбины;
- накопление опыта разработки, монтажа, испытаний и эксплуатации оборудования гелиевой турбины.

Если проект HTR-10GT окажется успешным, контур преобразования энергии заменят прямым гелиевым, хотя в настоящее время предпочтение отдается паровому циклу, поскольку Китай располагает готовыми паровыми турбинами.

Третий этап начался в 2004 г., когда INET начал проектные работы по реактору HTR-PM. Разрабатываемый реактор предназначен для решения следующих задач:

- выработка электроэнергии наряду с легководными реакторами;
- производство технологического тепла для производства водорода, заменяющего нефть;
- повышение конкурентоспособности передовых китайских ядерных технологий.

Проектируемый реактор будет иметь кольцевую активную зону и тепловую мощность на выходе 450 МВт (см. рис. 4). Предложено два варианта АЗ – с подвижной и неподвижной центральной областью. Оба проекта имеют свои преимущества и недостатки. Конкурентоспособность реактора должны обеспечить:

- высокая выходная мощность модуля реактора;
- упрощение системы;
- высокий коэффициент полезного действия выработки электроэнергии;
- непрерывная загрузка и выгрузка топлива без останова реактора;
- стандартизация и модульность конструкции.

Строительство реактора, которое включено в государственную программу развития науки и техники, начнется в 2008-2009 гг. и закончится в 2012-2013 гг. с Сооружение его будет проводиться по самым совершенным технологиям с использованием опыта ФРГ и других стран и привлечением международного сотрудничества. Характеристики реакторов HTR-10, HTR-10GT и HTR-PM приведены в табл. 4 [13].

Характеристики реакторов HTR-10, HTR-10GT и HTR-PM [13]

Характеристика	Параметр		
	Реактор		
	HTR-10	HTR-10GT	HTR-PM
Тепловая мощность реактора, МВт	10	10	458
Электрическая мощность, МВт	2,5	2,5	195
Температура гелия, °C			
на входе	250	330	250
на выходе	700	752	750
Расход гелия, кг/с	4,32	4,56	176
Давление гелия, МПа	3	1,6	9
Число ТВЭЛОВ	13622	-	520000
Высота активной зоны/внешний диаметр/внутренний диаметр, м	-	-	11/4/2,2

4. СОСТОЯНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ И РАЗРАБОТОК ПО ВТГР ВО ФРАНЦИИ

Наряду с продолжением работ по совершенствованию реакторов LWR и SFR во Франции отдаются приоритеты развитию реакторной технологии с газоохлаждаемыми системами (рис. 5), которые способны не только эффективно производить электроэнергию, но и выдавать высокотемпературное тепло на начальном этапе до 850 °C (в сверхвысокотемпературном реакторе с газовым охлаждением VHTR), а затем и свыше 950 °C (в газоохлаждаемом реакто-

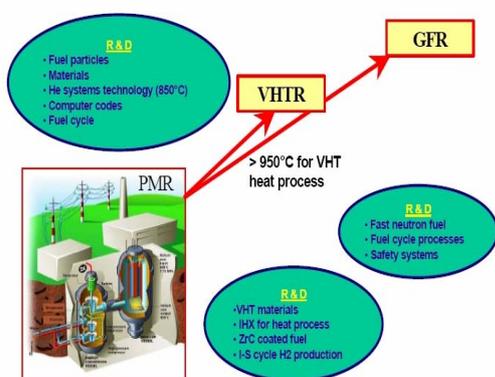


Рис. 5. Последовательность разработок газоохлаждаемых реакторов во Франции [10]

5. СОСТОЯНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ И РАЗРАБОТОК ПО ВТГР В ЮАР

Разработка проекта модульного газоохлаждаемого реактора с насыпной активной зоной была начата в 1993 г. консорциумом Eskom с использованием базовых разработок Германии по ВТГР.

В 2004 г. правительство ЮАР приняло решение о разработке и внедрении модульного ВТГР с насыпной активной зоной (PBMR) и финансировало реализацию этого проекта. Предполагается, что на таких реакторах будет вырабатываться 4000...5000 МВт эл., что соответствует вводу в эксплуатацию

ре на быстрых нейтронах GFR) [17]. Есть уже весьма детализированные идеи относительно необходимого R&D, по крайней мере для разработки VHTR (рис. 6).

Проект газоохлаждаемого реактора, названный ANTARES [10], мощностью около 600 МВт будет реализован в промышленности Франции для производства электроэнергии и тепла. В реакторе будут использоваться топливные керны и UO₂ с покрытиями из пироуглерода и карбида кремния.

PMR

- Recovery of past experience
- Conceptual studies - System integration
- Computational tools and Benchmarks
- Particles fuels / Processing
- Graphite and core materials
- High temperature materials (vessel, primary system, turbine ...)
- Management of HTR wastes

VHTR

- VHT materials and heat exchangers
- I/S process for H₂ production
- ZrC coated particle fuels
- Coupling reactor / IS Process

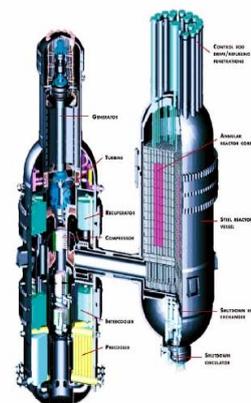


Рис. 6. Разработки ВТГР во Франции (реактор VHTR)

25...30 реакторов PBMR (рис.7) мощностью 165 МВт эл. каждый [14].

Проект финансируют компании Eskom, Industrial Development Corporation of South Africa и BNFL, которые рассматривают концепцию модульных ВТГР, обладающих внутренне присущей безопасностью, как одну из лучших альтернатив для новых генерирующих мощностей в мире.

Проект PBMR предусматривает строительство демонстрационного реактора вблизи Кейптауна и пилотного завода по производству топлива в Pelindaba. По графику демонстрационная установка

мощностью 268 МВт тепл. / 110 МВт эл. должна быть построена к 2010 г., а первые коммерческие модули планируют ввести в эксплуатацию в 2013 г.

В процессе проектирования была проведена модификация активной зоны реактора с увеличением его мощности до 400 МВт тепл. Дополнительным преимуществом физики активной зоны, полученным от использования центрального отражателя, является возможность включения в центральный отражатель элементов управления реактивностью. Это обеспечило лучшие характеристики останова по сравнению с начальным проектом. Реакторный блок с фиксированным центральным отражателем мощностью 400 МВт тепл. показан на рис. 8.

В 2004 г. был заключен контракт с японской компанией Mitsubishi Heavy Industries (MHI) на разработку полного проекта гелиевой турбогенераторной системы для реактора PBMR. В этом же году в Pelindaba было закончено сооружение полноразмерной (по высоте) установки HTF (helium test facility)

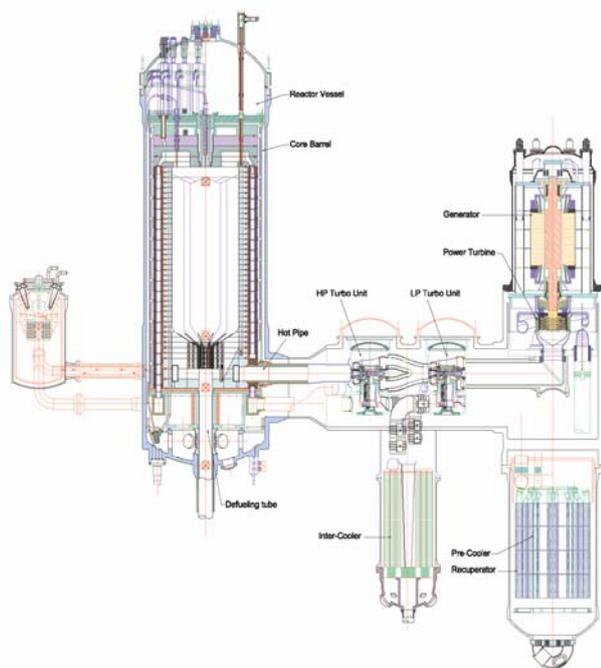


Рис. 7. Схема модульного реактора PBMR с насыпной активной зоной мощностью 268 МВт тепл. / 110 МВт эл.

6. СОСТОЯНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ И РАЗРАБОТОК ПО ВТГР В США

В связи с тем, что первоначально разработки по ВТГР в США были ориентированы на производство электроэнергии, этому направлению было трудно конкурировать с освоенными промышленностью легководными реакторами. Отрицательную роль сыграла также задержка с вводом в эксплуатацию реактора FSV, который был выведен на полную мощность в 1981 г. Тем не менее, опыт этих первых чисто энергетических реакторов был необходим для развития техники и технологии гелиевых реакторов [19].

для проверки прототипных компонентов гелиевого цикла, которая должна обеспечить высокую температуру и давление гелия.

Проект PBMR кооперирован с работами консорциума во главе с Westinghouse (США) [14]. Консорциум подчеркивает интерес к проекту «АЭС следующего поколения» (Next Generation Nuclear Plant – NGNP), разрабатываемому в Айдахской национальной лаборатории.

Проект PBMR предназначен для удовлетворения мировых рынков, причем ключевой шаг в достижении этой цели – разработка для американского рынка. В связи с этим разработчики PBMR начали процесс сертификации проекта в NRC (США), который намечено завершить в 2011 г.

В настоящее время программа PBMR является самой большой находящейся в стадии реализации коммерческой программой усовершенствованного реактора в мире.

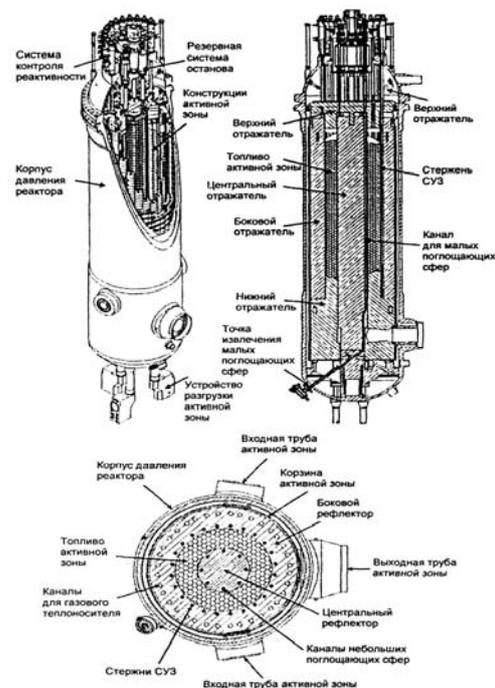


Рис. 8. Реактор на 400 МВт тепл.: вверху слева – общая компоновка реакторного блока внутри корпуса давления; вверху справа – вертикальный разрез реакторного блока, внизу – сечение (горизонтальное) реакторного блока

Последующие разработки по ВТГР были ориентированы на комбинированную выработку электроэнергии и высокопотенциального тепла для промышленных целей.

В феврале 2005 г. Япония, США, Великобритания, Франция и Канада подписали соглашение: «Разработка технологии ядерно-энергетических систем четвертого поколения», которое предусматривает проведение НИОКР по шести направлениям, среди которых на втором месте стоит разработка сверхвысокотемпературного реактора с газовым охлаждением (VHTR) – во Франции и реактора на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем (ПАК) - в США.

В настоящее время США участвуют в совместных проектах по разработке модульных ВТГР с ЮАР (проект RBMR) и с РФ (проект GT-MHR). Строительство реакторов предусмотрено как в странах-разработчиках, так и для продажи третьим странам.

7. СОСТОЯНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ И РАЗРАБОТОК ПО ВТГР В ФРГ

Как и в США, развитие ВТГР в ФРГ в начале их разработки было ориентировано на производство электроэнергии. К настоящему времени страна имеет успешный опыт эксплуатации реактора AVR (1975 г.) с температурой теплоносителя на выходе 950 °С и крупного прототипного реактора THTR-300 (1984 г.).

Основными сферами применения ВТГР считаются газификация бурого и каменных углей, которая снизит зависимость страны от импорта нефти и газа, выработка высокопотенциального тепла для промышленного и бытового сектора. Для этих целей в ФРГ в разное время проводились разработки проектов реакторов HTR-500 МВт эл., PNP-1000 МВт тепл., ННТ.

В настоящее время в ФРГ отдается предпочтение сотрудничеству с другими странами в рамках международных программ по проектированию модульных реакторов ВТГР.

8. ПЕРСПЕКТИВЫ ПРИМЕНЕНИЯ РЕАКТОРОВ ВТГР В УКРАИНЕ

Проблема обеспечения энергоресурсами стоит и перед Украиной, которая имеет мощную металлургическую, химическую, угледобывающую промышленность, потребляющую в больших объемах электроэнергию, газ, нефть и уголь.

Украина в настоящее время имеет ограниченную сырьевую базу углерод-водородных ресурсов, в связи с чем существует определенная зависимость экономики государства от импортированного сырья. Существенного улучшения ситуации в ближайшее десятилетие не предполагается из-за отсутствия достаточного количества месторождений углерод-водородного топлива. На некоторое время может смягчить ситуацию производство синтетического углерод-водородного топлива за счет выращивания рапса на приблизительно десяти миллионах гектаров чернозема, которые в конечном счете будут выведены из земельного оборота. Тем не менее, в Украине существуют значительные разведанные и эксплуатирующиеся месторождения бурого угля. Потенциально это позволяет создать в Украине в достаточном количестве производство синтетического углерод-водородного топлива путем паровой конверсии угля.

Кроме того, если учесть, что часть действующих в Украине ядерных реакторов, производящих электроэнергию, уже выработали свой ресурс или в ближайшие десятилетия выработают его, а большинство тепловых станций находится на грани закрытия, то страну в будущем может ожидать энергетический кризис.

Для усиления энергетической независимости государства и решения проблемы обеспечения энергоресурсами в кратчайшее время целесообразно привлечь в структуру атомной энергетики Украины модульные высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы малой и средней мощности, которые имеют повышенную эффективность использования уранового топлива, а также создать на их основе ядерно-технологические комплексы для производства синтетического углерод-водородного топлива и водорода.

Такие реакторы можно использовать как для производства электроэнергии, так и для выработки высокотемпературного тепла в черной металлургии, для производства металлизированного продукта методом прямого восстановления железа (бескоксовая металлургия), которая объединяет более 300 предприятий по добыче руд и производству черных металлов, расположенных в основном в Криворожском бассейне.

Учитывая, что паровая конверсия метана для получения водорода в качестве топлива для Украины не рентабельна (ввиду небольших запасов природного газа), значительный экономический эффект может дать применение ВТГР для газификации бурых углей с целью получения водорода, залежи которых имеются в значительных количествах в Кировоградской, Днепропетровской и Харьковской областях.

Таким образом, внедрение модульных ВТГР в ядерный топливный цикл Украины будет экономически выгодным как с точки зрения создания замещающих мощностей в ядерной энергетике, так и с целью экономии органического топлива в энергоемких технологических процессах промышленности.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ф.М. Митенков, Н.Г. Кодочигов, А.В. Васяев, В.Ф. Головкин, Н.Н. Пономарев-Степной, Н.Е. Кухаркин, А.Я. Столяревский. Высокотемпературный газоохлаждаемый реактор – энергоисточник для промышленного производства водорода // *Атомная энергия*. 2004, т.97, в. 6, с. 432-446.
2. International Panel on Climate. – Special Report on emission scenarios / A Special Report of Working Group III, Cambridge University Press, Cambridge, 2000.
3. А.Н. Исаев. Перспективы развития ядерной энергетики – реакторы малой и средней мощности. // *Атомная техника за рубежом*. 2007, №2, с. 3-9.
4. Н.Г. Кодочигов, С.Ф. Шепелев. Анализ аварийных режимов модульного ВТГР // *Атомная энергия*. 2007, т. 102, в. 1, с. 53-57.
5. A.I. Kiryushin, N.G. Kodochigov, N.G. Kuzavkov et al. Project of the GM- MHR high-temperature helium reactor with gas turbine // *Nucl. Engng Design*. 1997, v. 173, p. 119-129.
6. S. Fujukawa et al. Achievement of Reactor-Outlet Coolant Temperature of 950 °C in HTTR // *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2004, v. 41, N 12, p. 1245-1254.
7. В.А. Бронников. Исследования в области технологий высокотемпературных реакторов с газовым

теплоносителем // *Атомная техника за рубежом*. 2005, № 10, с. 8-14.

8. Zuoyi Zhang and Yuliang Sun. *Current Status of Nuclear Power and HTR Development in China*. – atw 51. Jg. 2006. Heft 12, 784-792.

9. Kraemer und H. Bauer. Nutzung der Kernenenergie in China // *Ibid*, s. 773-779.

10. F. Soutworth et al. Potential applications for nuclear energy besides electricity generation: AREVA global perspective of HTR potential market // *International conference GLOBAL 2007, Boise, Idaho, USA, September 9th -13th 2007*.

11. Т. Итимура, Х. Уэцука. Работы по выявлению новых возможностей ядерных реакторов // *Атомная техника за рубежом*. 2006, №11, с. 19-21.

12. К. Мацуи. Тенденции и проблемы разработки ядерных реакторов следующего поколения // *Атомная техника за рубежом*. 2007, №8, с. 15-20.

13. Х. Юанху. HTGR продвигается в Китае // *Атомная техника за рубежом*. 2006, №12, с. 27-30.

14. Д. Матзнер, Э. Уоллис. Прогресс программы RBMR // *Атомная техника за рубежом*. 2006, №10, с. 17-21.

15. *Status of Innovative Small and Medium Sized Reactor Designs 2005*, IAEA-TEXDOC-1485, IAEA, Vienna, 2006.

16. *Innovative Small and Medium Sized Reactors: Design Features, Safety Approaches and R&D Trends*, IAEA-TEXDOC-1451, IAEA, Vienna, 2005.

17. F. Carre. Overview of the CEA Program on High Temperature Gas Cooled Nuclear Energy Systems: the Gas Technology Path // *IAEA International Conference on Innovative Technologies for Nuclear Fuel Cycles and Nuclear Power Vienna, Austria, 23–26 June 2003*.

18. A.I. Kiryushin, N.G. Kodochigov, A.V. Vasyaev, V.I. Polunichev. OKB Mechanical Engineering, Nizhny Novgorod, Russia, Technology development to support the Project of GT-MHR modular helium-cooled reactor with gas turbine // *IAEA, International Seminar on Status and Prospects of Small and Medium Sized Reactors, Cairo, Egypt, May 27-31, 2001*.

19. *United States High Temperature Gas-Cooled Reactor Program IAEA, IWGGCR/7-2*, p. 79-83, FRG, 28-30 Sept. 1982.

Статья поступила в редакцию 29.08.2008 г.

СУЧАСНИЙ СТАН РОБІТ ПО ВИСОКОТЕМПЕРАТУРНИМ ГАЗОХОЛОДЖУЄМИМ РЕАКТОРАМ (ВТГР) У СВІТІ ТА ПЕРСПЕКТИВИ ЇХ ЗАСТОСУВАННЯ В УКРАЇНІ

В.Ф. Зеленський, М.П. Одейчук, В.К. Яковлев, В.А. Гурін

Розглянуто сучасний стан робіт по високотемпературним газоохолоджуємих реакторам в Російській Федерації, Японії, Китаї, Франції, Південній Африці, США та ФРН. Приведені технічні характеристики діючих та тих, що проектуються, реакторів ВТГР. Розглянуті перспективи застосування зазначених реакторів в Україні.

MODERN STATUS OF WORKS ON HIGH-TEMPERATURE GAS-COOLED REACTORS (HTGR) IN THE WORLD AND PROSPECTS OF THEIR APPLICATION IN UKRAINE

V.F. Zelensky, M.P. Odeychuk, V.K. Yakovlev, V.A. Gurin

The modern status of works on high-temperature gas-cooled reactors in Russian Federation, Japan, China, France, Southern Africa, USA and Germany in this paper is considered. Technical characteristics of operating and projected HTGR reactors are resulted. Prospects of application of the specified reactors in Ukraine are considered.