

Высокотемпературные реакторы HTGR

Ю. Купитц и Дж. Б. Дии

Более 25 лет в ряде государств — членов МАГАТЭ осуществляются программы по высокотемпературным газоохлаждаемым реакторам (HTGR).

В настоящее время техническая осущ и преимущества применения этих реакторов для производства электроэнергии и тепла для различных промышленных процессов обуславливают, вместе с высокой степенью безопасности, непрерывный интерес к дальнейшим разработкам.

Концепция высокотемпературных реакторов HTGR получила развитие от магноксидных реакторов (с двуокисью углерода в качестве теплоносителя, графитовым замедлителем и урановыми топливными элементами, имеющими покрытие из сплава магния), которые были разработаны и построены во Франции, Японии, Италии, Испании и Великобритании. Эти первые магноксидные реакторы были снабжены работающими под давлением металлическими корпусами, которые были гораздо больших размеров, чем те, что используются для легководных реакторов (LWR). Позднее разработанные во Франции корпуса из предварительно напряженного железобетона (ПНЖБ) позволили размещать оборудование первого контура в одном мо-

нолитном корпусе под давлением. Корпуса из ПНЖБ впоследствии были приспособлены ко всем охлаждаемым реакторам, построенным во Франции, ФРГ, Великобритании и США.

Температурные ограничения, обусловленные воздействием топлива и теплоносителя, были технически исключены посредством замены теплоносителя двуокиси углерода на гелий и переходом на микротвэлы, диспергированные в графитовые матрицы в форме цилиндров, шаровых твэлов или шаров без металлического покрытия. Таким образом, целью разработки высокотемпературных реакторов были реализация ядерного источника тепла, способного обеспечивать уровень температур, который соответствовал бы температурам, используемым в электрогенерирующих установках на ископаемом топливе.

Получение перегретого пара с высоким давлением позволяет использовать компактные высокоскоростные турбогенераторы, применяемые на обычных электростанциях. Достижение высокого температурного уровня в реакторах HTGR позволяет производить также высокотемпературное технологическое тепло для ряда промышленных целей.

Характеристики топливных циклов для этой реакторной системы отличаются высокой эффективностью, поскольку достигается глубокое выгорание более чем 100 000 МВт-сут/т. Итак, низкая стоимость топливного цикла в топливных циклах с однократным прохождением активной зоны (ОПАЗ) и исключительные характеристики с точки зрения снижения потребления ядерного топлива могут быть получены в будущем на основе использования замкнутого ториевого цикла.

Ю. Купитц и Дж.Б. Дии — сотрудники Отдела ядерной энергетики МАГАТЭ.

Таблица 1. Основные проектные характеристики высокотемпературных реакторов HTGR

	Драгон (Великобритания)	Пич Боттом (США)	AVR (ФРГ)	Форт-Сент-Врейн (США)	THTR (ФРГ)
Начало/конец выработки энергии	1966/1975	1967/1974	1968	1976	1985
Мощность, МВт (тепл.) / МВт (эл.)	20/—	115/40	46/15	837/330	750/300
Топливный элемент	Цилиндрические твэлы	Цилиндрические твэлы	Шаровые твэлы	Гексагональные призматические блоки	Шаровые твэлы
Выходная температура гелия, °C	750	750	950	785	750
Давление гелия, бар	20	25	11	48	40
Топливная композиция	Карбиды тория и урана	Карбиды тория и урана	Окислы тория и урана	Карбиды тория и урана	Окислы тория и урана
Корпус реактора	Стальной	Стальной	Стальной	ПНЖБ	ПНЖБ

Основные проектные особенности: встроенная безопасность

Высокотемпературные реакторы HTGR характеризуются следующими основными проектными особенностями: корпус из ПНЖБ, графитовый замедлитель и отражатель, гелий в качестве теплоносителя, микротрещины и низкая энергонапряженность. Вся система первого контура HTGR заключена в корпус из ПНЖБ — многополостной корпус под давлением, сделанный из футерованного армированного железобетона, предварительно напряженного с помощью системы продольных канатов и периферийных проволоочных обмоток. Основа достижения безопасности корпусов из ПНЖБ определяется независимостью и избыточностью этих канатов. Бетон также выполняет функцию защиты. Корпуса из ПНЖБ проектируются таким образом, чтобы они могли содержать большие массы теплоносителя под высоким давлением, чем это возможно в металлических корпусах при таком же давлении.

Структура активной зоны и отражателя состоит из графита, материала с высокой теплоемкостью, температура сублимации которого составляет $\sim 3600^\circ\text{C}$, и сохраняющего адекватную структурную прочность до температур $\sim 2500^\circ\text{C}$. Это повышает степень безопасности для температур в промежутке между нормальными условиями эксплуатации и пределом повреждения.

Теплоноситель первого контура гелий является химически инертным газом без фазовых переходов, который не оказывает влияния на ядерную цепную реакцию. Гелий, находящийся под давлением, имеет низкий запас энергии и остается газом при всех возможных условиях эксплуатации.

Топливо высокотемпературных реакторов HTGR составляют микротрещины из окислов или карбидов урана и тория диаметром от 0,2 до 0,6 мм. Керна микротрещин имеют внешнее покрытие из пироуглерода и несколько внутренних слоев из керамического материала с высокотемпературной стабильностью для удержания продуктов деления. Эти микротрещины гомогенно диспергированы в графитовой матрице, которая впоследствии прессуется и спекается в форме сферы для использования в шаровых твэлах или в форме стержней, которые вводятся в топливные каналы многоканальных графитовых блоков.

Эти микротрещины остаются целыми и действительно удерживают продукты деления при температурах до 2000°C . Они не плавятся при указанном температурном пороге, но постепенно и статистически повреждаются при аварийных условиях, так что внезапного освобождения продуктов деления не может произойти.

Энергонапряженность высокотемпературных реакторов HTGR почти на порядок меньше, чем в реакторах LWR, что в основном обеспечивает высокую степень безопасности реакторов этого типа, наряду с высокой теплоемкостью графита в активной зоне и в отражателе (высокотемпературный реактор мощностью 2240 МВт (эл.) содержит

более 1,3 млн. кг графита). Этим обеспечивается то, что переходные температурные процессы в реакторе, вызванные каким-либо нарушением в режиме, происходят очень плавно. При медленной тепловой реакции поведение системы является более предсказуемым и имеется больше времени для принятия мер против развития возникших отклонений в режиме работы в крупную аварию. Имеется время для регулирования системы или для принятия других мер.

Широкомасштабное применение высокотемпературных реакторов HTGR

На основе эксплуатационного опыта HTGR и значительного потенциала технологии программы развития в ФРГ, Японии, США и СССР в настоящее время имеют своей целью коммерческое внедрение систем для производства электроэнергии и технологического пара (совместного производства) и/или проведение подготовительной работы для применения технологического тепла. Работа над проектом реактора, широкие научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы, изучение процессов и проектно-конструкторская работа, исследование места в общей энергетической структуре и анализ экономических оценок с акцентом на различные тематические направления проводятся в четырех странах. Основными сферами применения являются:

- Производство электроэнергии системами HTGR с паровым циклом и HTGR с интегрированным прямым газотурбинным циклом
- Производство технологического пара (совместно с выработкой электроэнергии) для процессов производства органической химии и нефтехимии, экстрагирования и переработки сырой нефти и производство заменителя природного газа (ЗПГ) с помощью процессов Лурги/Эксона газификации угля
- Использование технологического тепла
- Производство синтетического газа в качестве заменителя природного газа путем гидрогазификации угля, производство аммиака, прямое восстановление железа и синтез метанола
- Производство заменителя природного газа путем паровой газификации угля
- Крекинг остатков тяжелой нефти
- Передача энергии на большие расстояния посредством газа
- Производство водорода путем термохимического разложения воды и высокотемпературного электролиза воды.

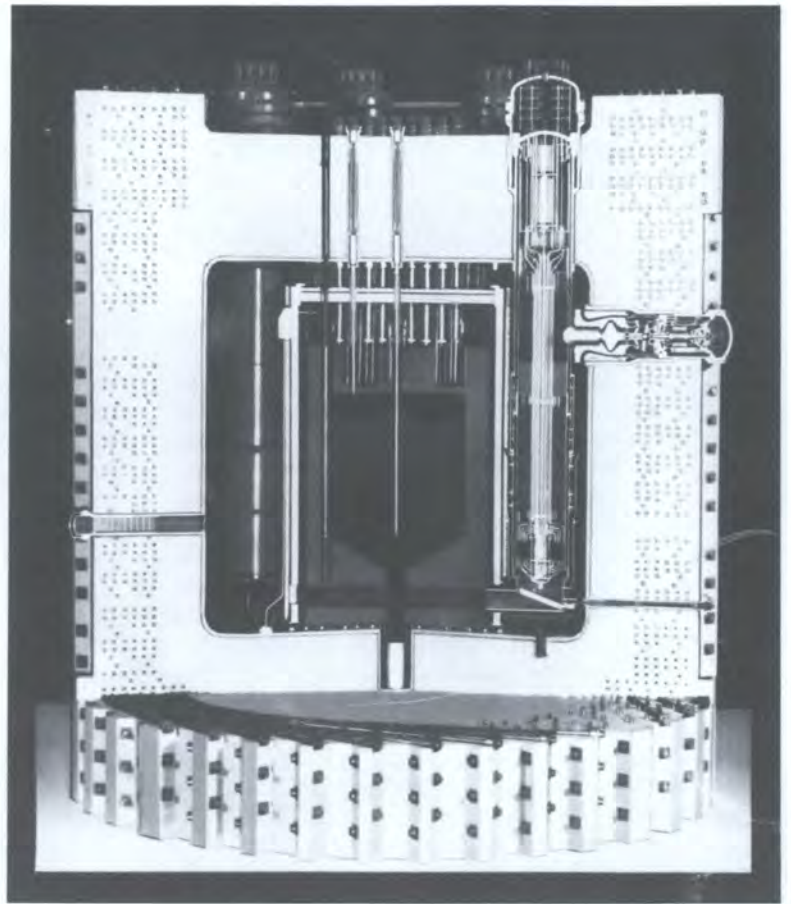
Эксплуатируемые и сооружаемые установки

Все эксплуатируемые или строящиеся в настоящее время высокотемпературные реакторы HTGR являются установками для производства электроэнергии. К ним относятся:

Реактор AVR. Программа развития HTGR в ФРГ



Диаграмма поперечного сечения корпуса из предварительно напряженного железобетона высокотемпературного ториевого реактора (THTR-300) прототипной АЭС, в котором полностью размещена система первого контура. Толщина цилиндрических стен составляет примерно 4,5 м, а толщина верхнего и нижнего перекрытий около 5 м. Топливо размещено в активной зоне реактора с шаровыми твэлами (центр диаграммы), в которой специалисты проводили исследования, последовавшие за погружением поглощающих стержней после физического пуска (Фото любезно предоставлено: Hochttemperatur-Reaktorbau GmbH.)



началась с сооружения небольшого прототипного реактора с шаровыми твэлами Концерном по исследовательским реакторам (AVR). Сооружение установки в Юлихе началось в 1960 г., а ввод в эксплуатацию был осуществлен к 1967 г. Активная зона реактора содержит 94 000 шаровых твэлов каждый диаметром 60 мм. Загрузка и выгрузка шаровых твэлов осуществляются непрерывно в процессе эксплуатации. Свежие шаровые твэлы содержат один грамм урана-235 (93 % обогащения) и пять граммов тория-232 в микротвэлах с пироуглеродными слоями. Средняя энергонапряженность составляет 2,6 МВт/м³.

Несмотря на остановки реактора в процессе эксплуатации для проведения различных экспериментальных программ, средний коэффициент использования мощности для первых 11 лет эксплуатации составил ~ 72 %. Наивысший коэффициент использования мощности за год составил 92 % в 1976 г. Шаровые твэлы имеют глубину выгорания более чем 190 000 МВт·сут/г.

Высокотемпературный потенциал HTGR был с успехом продемонстрирован повышением в реакторе AVR температуры гелия на выходе с первоначального значения 750 °C до 850 °C в 1972 г. и до 950 °C в 1974 г. В течение всего времени эксплуатации установки доза радиоактивного облучения обслуживающего персонала была очень низкой.

Для дальнейшего использования реактора AVR в Центре ядерных исследований в Юлихе в 1983 г. была предложена модифицированная установка для

демонстрации системы производства высокотемпературного тепла, в основном в связи с конверсией угля в высококачественные химические продукты для использования в качестве топлива или других химических носителей, или в качестве химических аккумуляторов энергии. Такие процессы имеют различные преимущества, включающие улучшение защиты окружающей среды за счет более эффективного использования запасов угля.

THTR-300. На основе опыта эксплуатации реактора AVR была спроектирована в конце 60-х годов демонстрационная энергетическая установка THTR-300 электрической мощностью 300 МВт с шаровыми твэлами. Сооружение началось вблизи Хемма в Федеративной Республике Германии в 1972 г. Завершение сооружения установки первоначально ожидалось к 1977–78 гг., но главная задержка проявилась в результате изменения требований по лицензированию. После того как был достигнут прогресс в сооружении установки, пришлось принять во внимание такие дополнительные потенциальные проблемы, как ударное воздействие внешних объектов (снаряд, ракета), землетрясение, самопроизвольное разрушение трубопроводов и резервуаров. В настоящее время реакторная система почти закончена.

Физический пуск был осуществлен 13 сентября 1983 г. при загрузке 198 180 шаровых твэлов. После энергетических испытаний в первой половине 1985 г. планируется передать реактор в эксплуатацию к октябрю 1985 г.

Форт-Сент-Врейн (FSV). Во время сооружения и ввода в эксплуатацию высокотемпературного реактора АЭС в Пич Боттоме в Соединенных Штатах продолжались конструирование и разработка более крупного высокотемпературного реактора, в результате чего была создана АЭС мощностью 330 МВт (эл.) с высокотемпературным реактором HTGR в Форт-Сент-Врейне.

Сооружение было начато в сентябре 1968 г., и в конце 1976 г. началось производство электроэнергии. Однако мощность установки была ограничена 70 % от номинального значения из-за колебаний активной зоны и выходной температуры газа, что было впоследствии отнесено за счет небольших смещений некоторых колонн с топливными блоками. Позднее на верхнем отражателе были установлены механические стяжки, и колебания прекратились. Комиссия по ядерному регулированию США затем дала разрешение провести испытания реактора на более высоких уровнях мощности, а 100 %-ная мощность была достигнута в ноябре 1981 г.

Отличная топливная характеристика и, как следствие, низкая доза радиационного облучения обслуживающего персонала установки, зарегистрированная в процессе перегрузки в 1979 г., имеет важное значение. Сохраняющаяся достаточно низкой мощность радиационной дозы на компонентах первого контура позволяет осуществлять значительный прямой контакт в процессе эксплуатации. Эта низкая мощность дозы обеспечивается за счет непроницаемости микротвзлов с керамическим покрытием, радиологической инертности гелиевого теплоносителя и структуры ПНЖБ.

Реактор в Форт-Сент-Врейне также продемонстрировал высокие рабочие характеристики и высокотемпературные возможности; температура в петле первого контура 785 °C и температура пара 400 °C. Реактор достиг уровня КПД 38,5 % от полной мощности и в настоящее время вырабатывает 4,3 ТВт/ч (эл.).

Программы развития в государствах — членах МАГАТЭ

Япония. Японские программы начались в первой половине последнего десятилетия с предварительного проектирования, исследования и разработки Японским институтом атомных энергетических исследований (ЯИАЭИ) для экспериментального сверхвысокотемпературного реактора (VHTR). VHTR будет представлять собой установку мощностью 50 МВт (тепловых), оборудованную стальным корпусом под давлением и использующую микротвзлы с низкообогащенным ураном в графитовых блоках, имеющую две петли первого контура теплоносителя с промежуточными теплообменниками и теплоъемные элементы в качестве первой ступени. Температура теплоносителя на выходе будет 950 °C.

Ввод в эксплуатацию установки ожидается к 1990 г. Результатом пересмотра современной программы явилось дополнение японской программы

развития HTGR, направленной непосредственно на производство стали, рассмотрением возможности: 1) производства электроэнергии и технологического пара (совместное производство); 2) синтеза газа как химического продукта на основе остатков нефти; 3) газификации или сжижения угля и 4) производства водорода путем термохимического расщепления воды.

СССР. В СССР широкая программа развития HTGR была начата для разработки и внедрения высокотемпературных реакторов для производства тепла.

Исходным продуктом явился реактор с шаровыми твэлами с низкообогащенным топливом. Все основные компоненты реактора широко изучаются теоретически и экспериментально. Крупные экспериментальные стенды используются для изучения динамики газа, теплообмена, нейтронно-физических характеристик, характеристик материалов, взаимосвязи между стержнями и активной зоной и для испытаний топлива. Был успешно разработан процесс производства топлива и осуществлен контроль облученного топлива.

На основе этих исследований был закончен проект прототипной установки ВГР-50 мощностью 50 МВт (эл.), предназначенной как для производства электроэнергии, так и для использования в химическом производстве в качестве источника гамма-излучения мощностью 300–400 кВт, получаемого путем непрерывного движения твэлов из активной зоны к облучающей установке и обратно в активную зону. Другие характеристики установки: гелиевый теплоноситель, давление 40 бар, температура на выходе 800 °C. Первый контур заключен в стальной корпус и имеет четыре теплообменные петли.

Решение о начале сооружения ожидается в скором времени после завершения научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ. В данное время осуществляется подготовка к производству компонентов установки.

Одновременно значительный прогресс достигнут в проведении проектных разработок демонстрационной установки, названной VG-400, рассматриваемой в качестве источника технологического тепла и электроэнергии. Она представляет собой реактор с шаровыми твэлами мощностью 1000 МВт (тепловых) с корпусом из ПНЖБ, в котором реализуется схема однократного прохождения твэлами активной зоны (ОПАЗ), с температурой газа на выходе 950 °C, с четырьмя теплообменными петлями и газодувками с электрическим приводом. Реактор будет оснащен гелий/гелиевыми теплообменниками и паропреобразователями во втором контуре для производства аммиака путем паровой конверсии метана.

Федеративная Республика Германии. В ФРГ имеется несколько вариантов развития установок THTR-300, в число которых входят HTR-500 — 500 МВт (эл.) — и модульная реакторная система — приблизительно 200 МВт (тепловых) на модуль.

Один из 1482 графитовых топливных блоков, загружаемых в активную зону реактора Форт-Сент-Врейн мощностью 330 МВт (эл.) АЭС в Колорадо, США, первого коммерческого реактора, использующего преимущества системы HTGR. С момента пуска в конце 1976 г. АЭС выработала более 4 ТВт·ч электроэнергии. (Фото любезно предоставлено GA Technologies, Inc.)



Структурные элементы или составляющие концепции HTR-500 в большей части заимствуются для установки HTR-500, и ряд основных элементов первого контура стандартизируется. Это касается компонентов ПНЖБ, парогенераторов, циркуляторов, механизмов контроля и останова, керамических блоков в структуре активной зоны и топливных элементов. Основные проектные параметры приведены в табл. 2.

Таблица 2. Основные проектные параметры установки HTR-500

Мощность, МВт (тепл.) / МВт (эл.)	1250/500
Давление гелия, бар	50
Температура гелия на выходе, °C	700
Давление пара, бар	180
Температура, °C	525

Специфические характеристики безопасности, присущие высокотемпературным реакторам HTR,

а также оптимизация проекта его компонентов и контуров позволяют получить для реактора типа HTR-500 (несмотря на более низкий уровень его единичной мощности, по сравнению с современным проектом типичного реактора с водой под давлением мощностью 1230 МВт) лишь немного более высокую удельную стоимость установки и почти ту же самую стоимость вырабатываемой электроэнергии, что связано со значительно более низкими капитальными затратами.

При использовании реактора типа HTR-500 для производства электроэнергии и технологического пара обеспечивается выработка пара, имеющего высокую температуру при высоком давлении. Более того, реактор типа HTR-500 дает заметное преимущество в затратах, по сравнению с тепловыми электростанциями, работающими на угле.

Основой концепции модульных высокотемпературных реакторов HTR-Module является комбинация на станции небольших стандартизированных блоков тепловой мощностью 200 МВт, так называемых модулей заводского изготовления, для формирования станций широкого диапазона тепловой мощностью вплоть до 1600 МВт для производства электроэнергии, совместной выработки пара и

электроэнергии или использования технологического тепла.

Конструктивные особенности модульной реакторной системы типа HTR-Module основаны на хорошо отработанной технологии, опыте эксплуатации легководных реакторов и высокотемпературного реактора AVR (с особым вниманием к упрощению технологии безопасности), высокой доступности и большой гибкости для применения. Реактор типа HTR-Module состоит из следующих основных элементов системы:

Активная зона реактора с шаровыми твэлами имеет выходную тепловую мощность около 200 МВт. В зависимости от применения он имеет температуру гелия около 700 °С в случае производства электроэнергии или 950 °С при выработке технологического тепла с давлением от 40 до 50 бар при средней энергонапряженности 3 МВт/м³.

Реактор и гелиевые контуры заключены в один корпус, а парогенератор в другой, связанные между собой простым коаксиальным (двойным) газопроводом. Расположение реактора и компонентов теплообменника в отдельных стальных корпусах делает их доступными для инспекции, замены и разборки.

Ограниченные размеры реактора типа HTR-Module, низкая энергонапряженность и вытянутая по оси форма активной зоны (3 м в диаметре и 9,6 м по высоте) дают экстраординарную степень пассивной безопасности. В ответ на быстрое изменение теплового баланса первого контура реактор HTR реагирует крайне медленным переходным температурным процессом, что является следствием высокой теплоемкости активной зоны и других графитовых структур. Таким образом, даже исходя из предположения чрезвычайной гипотетической аварии, остается достаточно времени для принятия инженерных предохранительных мер или аварийных мер для предотвращения или ограничения возможных повреждений компонентов реактора.

Одной из очень важных областей применения реактора типа HTR-Module является снабжение технологическим паром средних или крупных промышленных комплексов. Реактор типа HTR является единственным типом ядерных реакторных систем, которые могут производить пар с характеристиками, обычно требуемыми в промышленном производстве.

Возможность комбинированного производства технологического пара и электроэнергии приводит к уменьшению зависимости от внешней сети. Наряду с гибкой номинальной мощностью, ожидаемая высокая доступность и преимущества, с точки зрения сохранения окружающей среды, реакторных систем типа HTR-Module, ядерное производство пара скоро можно будет использовать в тех областях, где раньше использовался пар, получаемый при сжигании ископаемого топлива.

Концепция небольшого реактора HTR-100 также основана на использовании концепции разработки экспериментальной атомной электростанции на основе реактора AVR мощностью 15 МВт (эл.).

Реактор HTR-100 также проектируется как еди-

ный тепловой источник для производства электроэнергии, совместного производства пара и электроэнергии и технологического тепла. Особенностью такого подхода являются совместное расположение всех основных компонентов системы в едином стальном корпусе реактора под давлением, восходящий поток гелия через активную зону к теплообменнику, расположенному над активной зоной, и система контроля и останова реактора с помощью стержней в отражателе и мелких поглощающих шариков в каналах пилонных отражателя.

При производстве электроэнергии или совместном производстве пара и электроэнергии тепловая энергия 256 МВт переносится гелием, находящимся под давлением 70 бар и при температуре 700 °С, во второй контур через три петли циркуляционного насоса и парогенератор, производящий перегретый пар 190 бар и 530 °С. Отвод тепла радиоактивного распада также гарантируется этими тремя избыточными петлями на высоком уровне надежности. В качестве дополнительного способа отвода тепла радиоактивного распада также может осуществляться за счет излучения и теплопередачи через корпус реактора к системе охлаждения, расположенной в пределах оболочки безопасности реактора.

Соединенные Штаты. В США основная деятельность в рамках программы заключается в проектной и экспериментальной деятельности в поддержку проекта головной установки HTGR, который будет включать демонстрацию полномасштабной коммерческой системы HTGR и компонентов, содержащих особенности развития объединенной технологии и опыт эксплуатации реактора Форт-Сент-Врейн. Другие задачи включают установление критериев лицензирования для последующих коммерческих систем реакторов HTGR и для определения эксплуатационных характеристик установок для совместного производства электроэнергии и технологического пара.

Американские программы также включают концепционный проект усовершенствованной реакторной системы для применения высокотемпературного технологического тепла и исследование вопросов обработки радиоактивных отходов и хранения отработанного топлива для квазизамкнутого топливного цикла, высокотемпературных реакторов HTGR, дальнейшую разработку технологии для конечной регенерации уран/ториевых топливных элементов высокотемпературного типа и исследование технических и экономических достоинств небольших модульных реакторов для специального применения.

На последней конференции по высокотемпературным реакторам в Сан-Диего (США) в августе 1984 г. было доложено, что программа развития HTGR в США в настоящее время переживает стадию переориентации. Основная часть программы будет продолжаться как базовая технологическая программа. Проект головной установки тепловой мощностью 2240 МВт, как это предусматривалось до 1984 г., будет принят как базовый эталон.

Программа развития высокотемпературных реакторов HTGR в США в настоящее время сфокусирована на установках тепловой мощностью от 1000 до 1300 МВт, представляющих, по всей вероятности, энергетическую область для следующего этапа освоения. Программа построена таким образом, чтобы оценить концепции моноблочных и многомодульных установок с упором на усиление безопасности и защиты окружающей среды. Цель программы состоит в выборе одной моноблочной и одной многомодульной концепции к концу 1984 г.

Большие преимущества

Высокотемпературный реактор HTGR представляет собой реакторную систему, имеющую много перспективных особенностей; предсказываемые преимущества их использования нашли подтверждение.

Система способна обеспечивать пар для электрогенераторов, технологический пар с высокими параметрами и высокотемпературное технологическое тепло. Технология для производства электроэнергии была готова к использованию в начале 70-х годов.

Хотя система должна была конкурировать с технологией, созданной для реакторов LWR, она была близка к внедрению на энергетическом рынке США и Европы в период быстрого расширения применения ядерной энергии в начале 70-х годов. Однако в период мирового застоя в развитии ядерной энергетики во второй половине десятилетия не было

шансов коммерческого внедрения новой системы, т.к. требовались затраты на первые образцы.

Одновременно, под давлением продолжающегося роста цен на нефть и газ и увеличения неопределенности относительно долгосрочной обеспеченности топливом, для многих стран оказалось, что HTGR являются уникальным средством замещения ископаемой энергии на тепловом рынке. Этот рынок поглощает несметное количество нефти и газа, недоступное для других ядерных технологий.

Реакторы HTGR могут играть важную роль на энергетическом рынке. Уголь, пока он сжигается, нефть в сланце и песке, залежи тяжелой нефти и нефтяные остатки обычно требуют применения процессов высокотемпературной переработки для обеспечения чистого, не влияющего на окружающую среду, легко используемого и, кроме того, экономичного энергоносителя. Однако традиционные процессы требуют сжигания почти такого же количества топлива, сколько его вырабатывается. Следовательно, ядерная переработка способна почти на половину сократить расход угля для данного производства.

Более того, реакторы HTGR могут обеспечить необходимые тепловые процессы более чистым, безопасным и экономичным с точки зрения расхода топлива путем без загрязнения окружающей среды.

Более подробное изложение программ развития реакторов HTGR в странах — членах МАГАТЭ см. „Состояние и перспективы газоохлаждаемых реакторов”, Серия технических отчетов МАГАТЭ № 235, МАГАТЭ (1984 г.).