

Разработка и проектирование высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов на современном этапе

США и другие страны считают, что небольшие модульные системы имеют большие преимущества

Л.Д. Миерс и А.Дж. Гуджон

Газоохлаждаемые реакторы прошли длинный и разнообразный путь развития, который начинался в самые первые годы становления ядерной энергетики. Большинство ранних разработок было сосредоточено на создании низкотемпературных систем, в которых в качестве замедлителя использовался графит, в качестве теплоносителя – двуокись углерода, а также топливо в металлической оболочке. Коммерческое внедрение таких реакторов началось в середине 50-х годов в основном в Великобритании и Франции, где были построены АЭС с реакторами Магнокс, работавшими на природном уране; за ними последовали АЭС с усовершенствованными высокотемпературными газоохлаждаемыми реакторами (AGR), использовавшими в качестве топлива низкообогащенный уран, причем строительство таких станций, начавшееся в середине 70-х годов, велось исключительно в Великобритании. В настоящее время реализация этих программ завершена, первые АЭС с реакторами Магнокс снимаются с эксплуатации; завершено строительство и осуществлен пуск в эксплуатацию последних АЭС с реакторами AGR – Хейшем-2 и Торнесс. Накопленный опыт эксплуатации, превышающий 1000 реакторо-лет, и созданная база данных имеют очень большое значение для существующих в настоящее время программ разработки и проектирования высокотемпературных реакторов.

С самого начала было ясно, что достижение более высоких температур газового теплоносителя позволило бы еще больше усилить имеющиеся значительные преимущества технологии газового охлаждения (в частности, в то время они давали возможность добиться парового режима современ-

ных тепловых станций, работавших на ископаемом топливе, и, тем самым, сделать производство электроэнергии еще более эффективным). Именно эта цель, а также расчеты, что такие более высокие температуры газового теплоносителя могли бы привести к более широкому использованию ядерной энергии, в частности, для производства технологического тепла, лежали в основе разработки высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (HTGR), работающих на керамических твэлах и имеющих характерную для них активную зону, где в качестве замедлителя используется графит, а в качестве теплоносителя – инертный газ гелий.

Опытно-конструкторские работы по созданию HTGR начались в середине 50-х годов в Соединенных Штатах Америки и Федеративной Республике Германии. В результате эффективных соглашений о сотрудничестве между правительствами и промышленными объединениями двух стран реализация соответствующих программ шла в одинаковых направлениях. Единственное принципиальное различие заключалось в форме использовавшихся твэлов. Во всех существующих концепциях HTGR используется топливо в виде небольших сферических ядрышек с многослойным покрытием из тугоплавких материалов: пироуглерода и карбида кремния. В Федеративной Республике Германии такие топливные ядрышки с многослойным покрытием конструкционно размещаются внутри сферических шаровых твэлов диаметром 6 см, перегрузка которых осуществляется непрерывно. В Соединенных Штатах Америки аналогичные топливные ядрышки с многослойным покрытием размещаются с помощью графитового связующего элемента внутри топливных стержней, которые устанавливаются в глухие отверстия, просверленные в шестигранных графитовых блоках с размером под ключ равным 36 см и высотой около 79 см. В американской конструкции перегрузка топлива осуществляется с остановом реактора.

Как Вы узнаете дальше из статьи, именно уникальные возможности топливных элементов с

Г-н Миерс является главным управляющим, а г-н Гуджон – штатным консультантом организации „Гэс-кулд реактор ассошиэйтс“ (GCRA), финансируемой электроэнергетическими компаниями США.

многослойным покрытием дали возможность разработать современные модульные варианты высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов: высокотемпературный модульный реактор HTR-M в ФРГ и модульный высокотемпературный газоохлаждаемый реактор MHTGR в США.

Разработка конструкций HTGR

К числу первых построенных и пущенных в эксплуатацию HTGR относятся: исследовательский реактор Дрэгон тепловой мощностью 20 МВт в Великобритании; 1-й энергоблок АЭС Лич Боттом с опытным реактором электрической мощностью 40 МВт в США; опытный реактор AVR электрической мощностью 15 МВт в ФРГ. Все три реактора были пущены в эксплуатацию в середине 60-х годов и все они продемонстрировали очень хорошие эксплуатационные качества в течение всего срока службы. По достижении намеченных целей реакторы Дрэгон и Лич Боттом-1 были сняты с эксплуатации. В конце 1988 г. реактор AVR был остановлен, проработав свыше 20 лет в качестве ценного испытательного стенда, на котором проводились эксперименты, связанные с топливом и безопасностью реактора MHTGR.

Затем была построена и в 1979 г. пущена в эксплуатацию АЭС Форт Сент Врейн, США, с реактором электрической мощностью 330 МВт, а в 1987 г. — энергетический реактор THTR-300 мощностью 300 МВт в ФРГ. Опыт эксплуатации энергетического реактора в Форт Сент Врейн носит противоречивый характер; с одной стороны, он указывает на прекрасные рабочие характеристики топлива и почти незначительное радиационное воздействие на персонал, а с другой стороны, — на вызывающий разочарование коэффициент готовности, что в основном связано с уникальной конструкцией галиевых газодувок и их подшипниковых систем с водяной смазкой. Эта проблема в области надежности, а также высокие эксплуатационные и топливные расходы, обусловленные уникальной единственной в своем роде конструкцией, привели к появлению планов остановить реактор к июню 1990 г. Реактор THTR-300 в целом продемонстрировал хорошие эксплуатационные качества. Однако в ходе эксплуатации возникали технические проблемы, связанные с системой обращения с топливом, облицовкой горячих ниток трубопровода и стопорами графитовых блоков. И снова плохие экономические показатели производства электроэнергии в совокупности с отсутствием гарантированных поставок топлива и правительственной финансовой поддержки привели к возникновению планов остановить реактор, вероятно, к 1991 г.

Вслед за АЭС Форт Сент Врейн поступили заказы на строительство в США еще 10 крупных коммерческих реакторов HTGR (контракты на пять АЭС с двумя энергоблоками). Однако их реализация была прекращена в середине 70-х годов вследствие экономического спада, последовавшего за эмбарго на экспорт нефти из арабских стран. В Федеративной Республике Германии разработка конструкции реактора HTR-500 электрической мощностью 550 МВт продолжалась, однако коммерческих заявок на этот реактор не поступило.

Отсутствие новых заказов на АЭС в США в начале 80-х годов и авария на АЭС Три Майл Айленд (ТМА) привели к консенсусу относительно необходимости разработки нового подхода в целях преодоления технических и организационных проблем, лежащих в основе кризиса ядерной энергетики. Этот консенсус стал причиной повышенного интереса к реакторам с улучшенными характеристиками безопасности, которые могли бы стать основой для повышения доверия со стороны общественности и снижения риска, связанного с возможным отказом в предоставлении лицензии. В ответ на эту заинтересованность постепенно была создана структура разработки усовершенствованных ядерных установок. Эта структура охватывала многие аспекты, однако наиболее важными с точки зрения выбора будущих направлений опытно-конструкторских работ аспектами являлись размер и безопасность реакторов.

Среди событий 70-х годов наибольшее влияние на выбор размера реакторов оказали низкие темпы роста электронагрузки, связанные с нефтяным эмбарго, снижением деловой активности и политической экономии электроэнергии. Кроме того, стал чрезвычайно высоким риск, связанный с крупными капиталовложениями, длительными сроками строительства и возрастающей сложностью регулирующих требований, предъявляемых к крупным системам. Таким образом, крупные одноблочные АЭС перестали быть привлекательными для плановиков большинства электроэнергетических компаний. Усиливалось мнение, что с учетом будущих неопределенностей необходимы станции, обеспечивающие возможность постепенного увеличения их мощности, более короткими сроками строительства и меньшими капиталовложениями. Более того, совершенно очевидно, что меньшие по мощности и размеру, а также более простые станции больше подходят для удовлетворения потребностей развивающихся стран.

После аварии на АЭС ТМА усилилось беспокойство общественности по поводу безопасности АЭС. Стали вводиться новые требования безопасности, предъявляемые к существующим и будущим реакторам; кроме того, одним из основных вопросов стало аварийное планирование мер по защите и эвакуации населения, проживающего в непосредственной близости от АЭС. Более того, в результате аварии на АЭС ТМА владевшая ею электроэнергетическая компания понесла убытки в капиталовложениях, несмотря на то, что реальное радиологическое воздействие этой аварии на население и ее значение с точки зрения безопасности были незначительными. Это беспокойство обусловило необходимость и желательность повышения безопасности, а также усиления защиты капиталовложений благодаря более широкому использованию пассивных систем обеспечения безопасности реакторов в целях повышения приемлемости ядерной энергетики для населения и вкладчиков капитала, а также благодаря снижению риска в области лицензирования. Кроме того, считалось весьма желательным сделать такие реакторы менее чувствительными к ошибкам персонала и отказам оборудования.

В результате тщательной оценки, проведенной в рамках американской программы, в качестве стандартной конструкции для существующей программы опытно-конструкторских работ и реакторных разработок Министерства энергетики США и

американской промышленности был выбран реактор MHTGR (см. рисунок). Аналогичные факторы влияли на развитие западногерманской программы в направлении меньших по мощности и размеру реакторов HTGR и оценку возможностей реактора HTR-M. В настоящей статье основное внимание будет сконцентрировано на американской концепции MHTGR, являющейся представительной с точки зрения основных характеристик таких небольших модульных газоохлаждаемых реакторов.

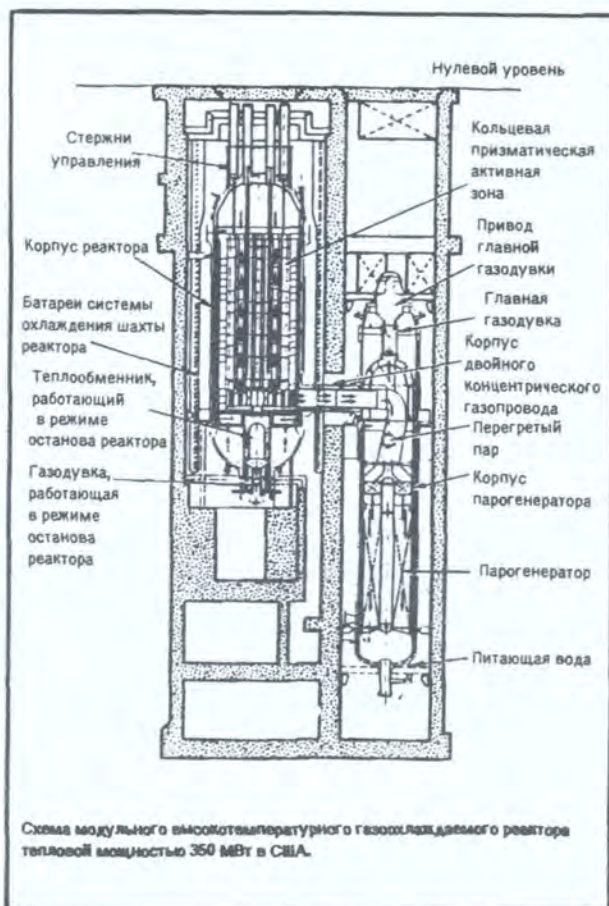
Концепция конструкции MHTGR

Основой концепции реактора MHTGR является использование топливных элементов с многослойным покрытием. Сферические топливные ядрышки или оксикаридные урановые топливные частицы имеют 0,5 мм в диаметре и многослойное покрытие из тугоплавких материалов (пиролитического углерода и карбида кремния), которое удерживает продукты деления, генерируемые в процессе производства энергии, выполняя при этом функции тонкой защитной оболочки или корпуса. Характеристики безопасности реакторов MHTGR обусловлены внутренне присущей способностью топливных элементов с многослойным покрытием выдерживать воздействие повышенных температур без каких-либо значительных разрушений, а также конструктивными возможностями реактора ограничивать увеличение температуры топлива с помощью пассивных систем во время переходных режимов, связанных с гипотетическими крупными авариями.

В конструкции реактора MHTGR активная зона, состоящая из графитовых твэлов, имеет кольцевую геометрию, а также внешние и внутренние графитовые отражатели. Кольцевая геометрия активной зоны была выбрана для увеличения соотношения ее поверхности и объема, что позволяет достигать уровня тепловой мощности 350 МВт и сохранять возможность отвода остаточного тепла с помощью пассивных мер.

Каждый реакторный модуль состоит из кольцевой активной зоны, размещенной внутри стального корпуса, который соединен с корпусом двойного концентрического газопровода, а затем и с корпусом проточного парогенератора со спиральной навивкой труб, расположенного сбоку и ниже корпуса реактора. Сверху корпуса парогенератора размещается главная газодувка с электроприводом с регулируемым числом оборотов. Для отвода остаточного тепла во время проведения работ по техническому обслуживанию, когда отключена основная система отвода остаточного тепла, в конструкции предусмотрен небольшой теплообменник гелий-вода, работающий в режиме останова реактора, а также газодувка с электроприводом, расположенная ниже корпуса реактора. Запасные бункеры с материалом, используемым для останова реактора, приводы СУЗ и соответствующие стержни управления находятся сверху корпуса реактора и вводятся через специальные каналы. Через эти же каналы осуществляется перегрузка топлива на остановленном реакторе.

В нормальном режиме эксплуатации нисходящий поток гелиевого теплоносителя проходит через активную зону по специальным каналам в графито-



вых твэлах, собирается и смешивается внутри кольцевой камеры, расположенной под активной зоной, а затем переносит тепло по центральному каналу двойного концентрического газопровода в парогенератор. Пройдя по трубам парогенератора, поток гелия поднимается вверх по кольцевому каналу между кожухом парогенератора и его корпусом в газодувку. Затем сжатый гелий по внешнему каналу двойного газопровода снова подается в корпус реактора и по кольцевому каналу между шахтой активной зоны и корпусом реактора попадает в активную зону. Таким образом, поток гелия непрерывно омывает стенки всех трех корпусов. Питающая вода поступает в парогенератор через патрубков в нижней части корпуса парогенератора, а перегретый пар (1000° по Фаренгейту/2500 фунтов на кв. дюйм) выходит через боковой патрубок в его корпусе.

Общая концепция станции будет предусматривать наличие многочисленных модулей, расположенных ниже нулевой отметки по наклонной сбоку друг от друга. Количество модулей и график их строительства можно выбирать в соответствии с ростом нагрузки и/или финансовыми возможностями. Каждый модуль, имеющий примерно 38-процентный коэффициент конверсии энергии, может обеспечить полезную электрическую мощность равную 135 МВт.

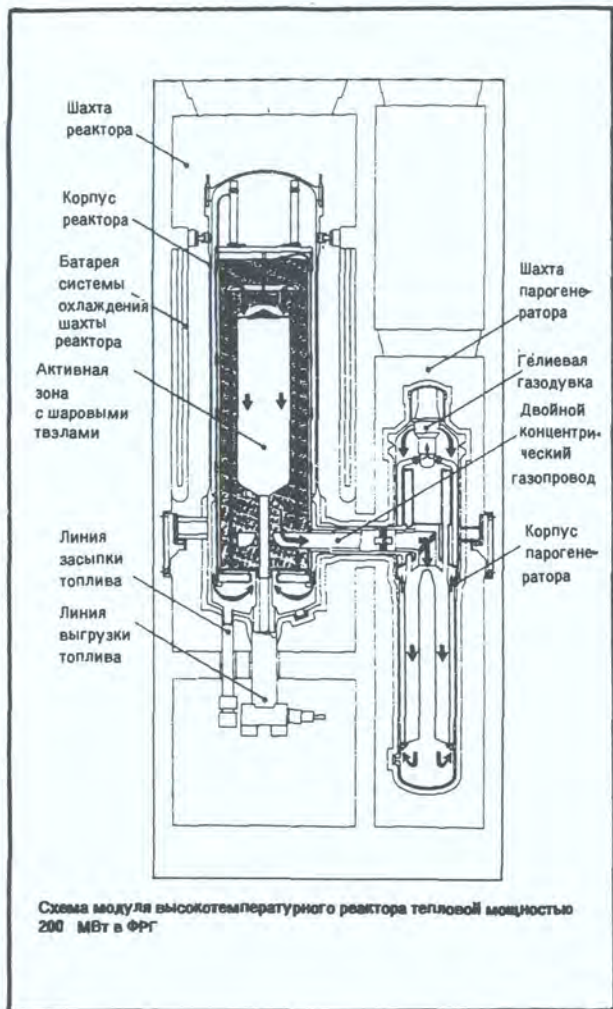


Схема модуля высокотемпературного реактора тепловой мощностью 200 МВт в ФРГ

Стандартная конструкция реактора MHTGR состоит из четырех модулей общей полезной мощностью 540 МВт.

Концепция пассивных мер обеспечения безопасности реактора MHTGR

Существуют три варианта отвода остаточного тепла. Первый вариант основан на использовании основной, не связанной с обеспечением безопасности системы теплоотвода, которая будет отводить тепло через парогенератор и пропускной участок турбины в конденсатор. Если в случае проведения работ по техническому обслуживанию или отказа какого-либо компонента, основная система теплоотвода будет отключена, то отвод тепла можно будет осуществлять с помощью системы расхолаживания в режиме останова реактора. Эта система также не играет роли с точки зрения обеспечения безопасности и отводит остаточное тепло через замкнутую петлю водяного охлаждения и отдельные воздушные теплообменники.

Если будут отключены обе вышеупомянутые системы охлаждения, отвод остаточного тепла

будет осуществляться третьей системой – системой охлаждения шахты реактора (СОШР). СОШР представляет собой непрерывно работающую пассивную систему теплоотвода, важную с точки зрения обеспечения безопасности. В СОШР окружающий воздух поступает через заборную/сбросную конструкцию и двойные концентрические воздухопроводы в батареи воздушного охлаждения, расположенные внутри реакторного отсека. Воздух нагревается внутри батареи за счет остаточного тепла, отводимого от реактора, а затем возвращается в окружающую среду по центральному каналу двойного концентрического воздухопровода и заборную/сбросную конструкцию. Пассивный отвод тепла не приведет к превышению конструкционных тепловых пределов топлива и повреждению станции даже в случае отказа системы принудительной циркуляции гелия и/или разгерметизации первого контура.

Эта система в совокупности с постоянно отрицательным температурным коэффициентом реактивности реактора, осуществляющая в случае увеличения температуры реактора его автоматический останов и поддержание температуры на уровне, обусловленном остаточным распадом, и лежит в основе концепции пассивных мер обеспечения безопасности реактора MHTGR. Более того, несмотря на крайне низкую вероятность одновременного отказа всех трех систем теплоотвода, был проведен анализ такой „запредельной“ аварии. Результаты этой оценки показывают, что, несмотря на возможность некоторого ущерба для станции, связанного с капиталовложениями, будет осуществляться пассивный отвод остаточного тепла в грунт, а результирующие температуры топлива будут не намного превышать уровни, которые обеспечивались бы действующей СОШР. Более того, по просьбе лицензирующих органов США была проведена оценка нескольких других аварий, выходящих далеко за пределы лицензионных требований, включая полное выведение стержней управления с задержкой срабатывания аварийной защиты, неограниченный приток воздуха и воды и одновременный отказ всех систем отвода остаточного тепла в совокупности с крупной течью в основном корпусе двойного концентрического газопровода. Во всех этих случаях уровни радиологических доз, требующие принятия защитных мер, не будут превышены даже на границе зоны отчуждения площадки радиусом 425 м. Таким образом, создана техническая основа, позволяющая отказаться от проведения учебных тревог (сирены и т.п.) и учений в целях раннего оповещения и аварийной эвакуации и защиты населения, которые являются обязательным элементом аварийного плана действий за пределами реакторной площадки. Кроме того, вышеупомянутые результаты были получены без срабатывания систем с энергопитанием от источника переменного тока или какого-либо вмешательства персонала, при этом функции защитной оболочки, предупреждающей выброс продуктов деления, выполняло многослойное покрытие топливных элементов. Полная реализация концепции пассивных мер обеспечения безопасности реактора MHTGR позволила получить беспрецедентный уровень безопасности.

Экономическая целесообразность

Любые идеи относительно возврата к меньшим по размеру и мощности реакторам всегда сталкиваются с проблемой экономической конкурентоспособности. В 60-х и начале 70-х годов, да и фактически в настоящее время конкурентная борьба во многих промышленно развитых странах обусловила появление коммерческого предложения на все более крупные и мощные ядерные реакторы, которое основывалось на предполагаемом эффекте масштаба, связанного с такими капиталоемкими проектами. Однако опыт показал, что их реализация, требующая крупных капиталовложений в течение длительного периода времени, связана с повышенным риском, который во многих странах, в частности в США, имел катастрофические экономические последствия; но даже, если этот риск не реализуется, он все равно остается фактором, который нужно учитывать при проведении каких-бы то ни было оценок.

Достижение экономической конкурентоспособности реакторов MHTGR связано с тремя ключевыми факторами: простотой конструкции, обусловленной концепцией пассивных мер обеспечения безопасности, возможностью быстрой стандартизации благодаря модульной конструкции и заводскому изготовлению компонентов и снижением риска.

Благодаря концепции пассивных мер обеспечения безопасности отпадает необходимость во многих дорогостоящих СУЗ и становится возможным физически и функционально разделить реакторные модули и турбинную установку с точки зрения обеспечения необходимых уровней безопасности и защиты капиталовложений. В результате в соответствии с высокими ядерными стандартами необходимо изготавливать только ядерную установку, включающую в себя реакторные модули и необходимые ядерные вспомогательные системы, в то время как турбинную установку можно изготавливать в соответствии с обычными стандартами. Кроме того, ядерную установку можно изолировать защитным корпусом и обеспечить, тем самым, ее физическую безопасность.

Концепция модульной конструкции, охватывающая не только использование многочисленных реакторных модулей небольшой мощности, но и модульных компонентов, систем, трубопроводов, контрольно-измерительных приборов, систем управления и т.п., позволит изготавливать и осуществлять сборку значительной части станции в заводских условиях. Заводское изготовление

облегчает контроль качества и обходится дешевле аналогичных операций в полевых условиях, о чем свидетельствует имеющийся опыт. В заводских условиях гораздо легче добиться снижения себестоимости продукции благодаря перенимаемому опыту.

Внедрение энергоблоков меньшей мощности с возможностью ее гибкого постепенного увеличения за счет новых модулей снижает финансовое бремя. Данный фактор, вероятно, является самым значительным материальным фактором, связанным с уменьшением риска, хотя не менее важную роль играют и другие не столь осязаемые факторы, как, например, снижение риска получить отказ на выдачу лицензии и усиление приемлемости ядерной энергетики для общественного мнения.

Во время проведения экономических оценок реактора MHTGR все эти факторы учитывались, так как считалось, что они приведут к ощутимой разнице в затратах. Эти оценки показывают, что стандартная модульная АЭС электрической мощностью 540 МВт, будет конкурентоспособной по сравнению с большинством современных тепловых электростанций, работающих на угле, в большинстве перспективных угольных районов США. Важно отметить, что некоторые факторы, учитывавшиеся в этом сравнительном анализе, в большой степени зависят от местных условий в конкретных странах или районах, заинтересованных в ядерной альтернативе, поэтому к их оценке нужно относиться очень осторожно.

Перспективы

Совершенно очевидно, что в мире существует спрос на АЭС меньшей мощности с повышенной за счет пассивных систем безопасностью. Реакторы MHTGR, главным образом, благодаря явной простоте своей конструкции и надежному поведению, идеально подходят для удовлетворения этих мировых потребностей. Для наглядного подтверждения общих расчетных рабочих характеристик (безопасность, эксплуатационная гибкость, надежность и т.д.) необходимо построить демонстрационный (или головной) энергетический реактор. В настоящее время оценка таких проектов проводится в США (АЭС с реакторами MHTGR при участии промышленных предприятий ФРГ) и в СССР (вариант реактора HTR-M при участии правительства и промышленных предприятий ФРГ). Ожидается, что внедрение этих реакторов на конкурирующий рынок начнется в первой половине следующего столетия.

