

ОБЩНОСТЬ ТЕХНОЛОГИЙ И РАЗРАБОТОК ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ В РОССИИ И США

Пономарев-Степной Н.Н. (РНЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва),

Абросимов Н.Г., Васяев А.В., Ганин М.Е., Головкин В.Ф., Зверев Д.Л., Кодочигов Н.Г., Петрунин В.В. (ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород)

Анализ мирового энергопотребления при ограниченных возможностях ресурсной базы традиционной энергетики показывает, что интенсивное развитие экономики невозможно без становления крупномасштабной ядерной энергетики, способной обеспечить существенную часть прироста энергетических нужд. В настоящее время наибольшее количество топливно-энергетических ресурсов, в том числе наиболее дорогих и дефицитных — нефть и газ расходуется на выработку тепла различного потенциала, примерно в 3 раза больше, чем на производство электроэнергии [1, 2]. Расширение сферы ядерной энергетики в областях высокотемпературных промышленных производств, в которых дефицит органического топлива проявляется в еще большей степени, чем при производстве электричества, может быть достигнуто внедрением в ядерно-энергетическую систему высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР), способных вырабатывать высокопотенциальное тепло.

Развитие ВТГР в США и России. В ВТГР используется специфическое по сравнению с другими видами реакторов топливо в составе шарового ТВЭЛ или топливных блоков, содержащих топливные компакты. Основа топливной композиции — микротвэл, включающий сферический керн с керамическими многослойными покрытиями, которые являются основными барьерами для удержания продуктов деления. В 1967 г. была введена первая в США установка с экспериментальным реактором на АЭС «Пич-Боттом» тепловой мощностью 115 МВт, разработанным компанией «Дженерал атомикс». Она должна была продемонстрировать возможности использования ВТГР для коммерческого производства электроэнергии с высокой температурой пара и получения необходимого технологического опыта для разработки более мощной АЭС. Одновременно ставилась задача создания реактора с высоким выгоранием топлива (75 МВт·сут/кг). В реакторе были испытаны

33 модификации ТВЭЛов, в том числе топливные стержни для АЭС «Форт-Сент-Вейн» [3].

Опытно-промышленная АЭС «Форт-Сент-Вейн» с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором была введена в эксплуатацию в 1976 г. Основное оборудование первого контура установки — реактор тепловой мощностью 842 МВт с активной зоной из призматических ТВС и размещенные под ней парогенераторы и осевые газодувки с паротурбинным приводом расположено в корпусе из предварительно напряженного железобетона. При испытаниях с увеличением мощности АЭС и отключением принудительной циркуляции теплоносителя первого контура была показана высокая безопасность реактора, достигнутая благодаря реализации таких технических решений, как использование гелиевого теплоносителя, топливных частиц с многослойным покрытием, графита в качестве конструкционного материала и замедлителя.

В СССР начиная с 1970 г. проводились проектно-конструкторские работы по нескольким проектам высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВГР-50, ВГ-400), демонстрирующих перспективность их использования как энергоисточника для энерготехнологического применения и поэтому нацеленных на двухцелевое назначение: производство высокопотенциального тепла температурой до 950 °С и электроэнергии.

Атомная энергетическая установка ВГ-400 с тепловым реактором и гелиевым охлаждением проектировалась для работы в составе опытно-промышленной атомной энерготехнологической станции, предназначенной для производства аммиака в химико-технологической части и выработки электроэнергии в паротурбинной установке. Компонировка ВГ-400 с активной зоной в виде свободной засыпки шаровых ТВЭЛов интегрального типа включает в себя четыре петли теплообмена, состоящие из последовательно установленных высокотемпературного промежуточного теплообменника, парогенератора, байпасного клапана и газодувки. Основное оборудо-

дование первого контура размещено в боковых отдельных полостях корпуса высокого давления, выполненного из предварительно-напряженного железобетона. Высокопотенциальное тепло от реактора к химико-технологическому производству передается через высокотемпературный промежуточный теплообменник и промежуточный гелиевый контур, к паротурбинной установке тепло от реактора передается непосредственно в парогенераторах.

Как альтернатива установившемуся интегральному исполнению ВТГР в 1981 г. в Германии фирмой «Крафтверк унион АГ» была предложена модульная концепция ВТГР, направленная прежде всего на повышение безопасности при одновременном обеспечении приемлемых экономических показателей. В основу концепции заложено ограничение мощности реактора, позволяющее его разместить в стальном корпусе высокого давления и создать установку с высокой пассивной безопасностью и максимальной заводской готовностью основного оборудования.

В развитие этой концепции в 1985 г. в США была развернута программа модульных ВТГР, определяющая новые подходы к ядерной безопасности и экономике реакторных установок с модульными энергоисточниками. Компанией «Дженерал атомикс», играющей ведущую роль в создании топлива и разработке газоохлаждаемых реакторов, были рассмотрены возможности использования модульных ВТГР для производства электроэнергии в пароводяном и прямом газотурбинном циклах и в энерготехнологической сфере. Исследования показали целесообразность на начальном этапе развития модульных газоохлаждаемых реакторов разработки МНТГР с температурой на выходе из активной зоны $\sim 700^\circ\text{C}$ и паровым циклом преобразования энергии с к.п.д. $\sim 39\%$.

АЭС с модульным ВТГР, разработанная фирмой «Дженерал атомикс» и предназначенная для выработки электроэнергии в паротурбинной установке, включает в себя 4-модульную реакторную установку тепловой мощностью 350 МВт, в дальнейшем увеличенную до 450 МВт, и два турбогенератора электрической мощностью по 300 МВт каждый [4]. Основное оборудование модуля — реактор и парогенератор с главной циркуляционной газодувкой скомпонованы в двух вертикальных корпусах,

соединенных между собой горизонтальным цилиндрическим корпусом.

Модульный гелиевый реактор включает в себя кольцевую активную зону с графитовым замедлителем, топливом с керамическими многослойными покрытиями и гелием в качестве теплоносителя первого контура. Кольцевая конфигурация активной зоны из графитовых призматических ТВС с относительно низкой энергонапряженностью позволяет отводить тепло за счет естественных процессов (теплопроводности, излучения и конвекции) без превышения предельно допустимой температуры топлива. Циркуляция теплоносителя первого контура осуществляется главной газодувкой на электромагнитных подшипниках, скомпонованной в верхней части корпуса парогенератора. Тепло от реактора к паротурбинной установке передается непосредственно в парогенераторе.

В нашей стране работы по ВТГР модульной концепции были начаты в 1980-х годах. В ОКБМ под научным руководством РНЦ «Курчатовский институт» были разработаны проекты опытно-промышленных установок ВГМ, ВГМ-П, МГР-НП [5].

Атомная энерготехнологическая установка ВГМ с высокотемпературным модульным газоохлаждаемым реактором тепловой мощностью 200 МВт предназначалась для комплексной выработки высокопотенциального тепла температурой до 950°C , электроэнергии и технологического пара для нужд промышленного и коммунального теплоснабжения. Она выполнена однопетлевой с размещением основного оборудования первого контура в отдельных установленных в ряд корпусах реактора и блока тепломеханического оборудования, соединенных горизонтальным соединительным корпусом. Активная зона представляет собой свободную засыпку шаровых ТВЭЛов и размещается в средней части корпуса реактора в цилиндрической полости графитовой кладки, являющейся отражателем нейтронов. Мощность и низкая энергонапряженность активной зоны позволяют расхлаживать реактор за счет естественных процессов. Высокотемпературный теплообменник и парогенератор скомпонованы коаксиально в одном корпусе тепломеханического блока. Циркуляция теплоносителя первого контура осуществляется главной газодувкой, размещенной в нижней части корпуса блока тепломеханического оборудования.

В рамках работ по проектам ВГ-400 и ВГМ в нашей стране была создана широкая кооперация ведущих научных и промышленных предприятий с обширной экспериментальной и технологической базой для комплексных испытаний и опытной отработки оборудования и компонентов установок с ВТГР.

Стремление повысить конкурентоспособность ВТГР в области производства электроэнергии и высокий уровень развития технологий газовых турбин, высокоэффективных рекуператоров и электромагнитных подшипников позволили в 1986 г. специалистам «Дженерал атомикс» представить концепцию установки, которая сочетает модульный газоохлаждаемый реактор и систему преобразования энергии. Система преобразования энергии реализует прямой газотурбинный цикл с эффективностью производства электроэнергии более 45% [6]. В 1990 г. в США разработан проект энергетической установки ГТ-МГР из связанных воедино двух блоков: модульного ВТГР (МГР) и газотурбинного (ГТ) преобразователя энергии прямого цикла.

Российско-американский проект ГТ-МГР. Обсуждение проблем развития ВТГР между фирмой «Дженерал атомикс» и Минатомом России в 1994 г. привело к заключению договора о совместном финансируемом проекте и программе разработки ГТ-МГР, к которой впоследствии подключились Фраматом (Франция) и «Фуджи электрик» (Япония) [7].

На основе технического предложения американских специалистов дальнейшая разработка проекта ГТ-МГР осуществляется в основном российской стороной с привлечением американских инженерных и промышленных компаний. Обладая уникальным опытом создания и эксплуатации установок с газоохлаждаемым реактором, американские специалисты (фирма «Дженерал атомикс», Ок-Риджская национальная лаборатория) оказывают существенную поддержку в разработке проекта ГТ-МГР, заключающуюся в передаче отдельного лабораторного оборудования, расчетных кодов, некоторой проектной документации по АЭС «Форт-Сент-Врейн».

Концептуальный проект ГТ-МГР был завершен в 1998 г., в 1999 г. прошел международную экспертизу в Париже с участием специалистов США, Франции, Японии и др.

Исследования, выполненные участниками проекта на концептуальной стадии, показали возможность глубокого сжигания оружейного плутония в ГТ-МГР с последующим захоронением отработавшего топлива без дополнительной переработки. Эскизный проект ГТ-МГР, выполненный в 2002 г., прошел экспертизу в США. Работы по проекту выполняются ОКБМ совместно с российскими предприятиями при паритетном финансировании Министерством энергетики США и Росатомом.

Прототипная АЭС ГТ-МГР включает размещаемый в подземном здании реакторный модуль из высокотемпературного ядерного реактора и блока преобразования энергии, скомпонованных в двух металлических корпусах давления, которые связаны соединительным корпусом.

В основе концепции модульного гелиевого реактора лежит использование кольцевой графитовой активной зоны с относительно низкой энергонапряженностью, что обеспечивает внутреннюю самозащищенность реактора на основе отрицательных обратных связей по реактивности и естественных процессов рассеяния тепла. В процессе монтажа активной зоны формируются 102 колонны с призматическими ТВС. Каждая из колонн содержит 10 ТВС по высоте. Блоки графитового отражателя расположены внутри и вне активной зоны реактора. Топливные компакты, размещенные в каналах ТВС, представляют собой цилиндры длиной 50 мм, средним диаметром 12,5 мм. Компакт состоит из графитовой матрицы и микротвэлов с многослойными керамическими покрытиями, способными эффективно удерживать продукты деления при высокой температуре (до 1600 °С) и обеспечить сверхглубокое выгорание топлива (~70% тяж. ат.). Из-за отсутствия в активной зоне металлоконструкций температура гелия на выходе из реактора составляет 850 °С, что обеспечивает высокую эффективность производства электроэнергии в прямом газотурбинном цикле. Система охлаждения шахты реактора пассивного типа отводит тепло от реактора во всех аварийных ситуациях, в том числе и при полной потере теплоносителя первого контура. В нижней части корпуса реактора расположена система охлаждения остановленного реактора, отводящая остаточное тепловыделение активными средствами, в том числе при перегрузке реактора, тех-

ническом обслуживании блока преобразования энергии, а также при проектных авариях.

Система преобразования энергии размещена в корпусе блока и включает в себя турбомашину, которая состоит из генератора, газовой турбины, двух секций компрессора, смонтированных в единую одновальную конструкцию на полном электромагнитном подвесе, и три компактных теплообменника: высокоэффективный рекуператор, водоохлаждаемые предварительный и промежуточный холодильники. Применение в реакторной установке прямого газотурбинного цикла преобразования энергии с гелиевой турбомашинной, рекуператором и промежуточным охлаждением обеспечивает термический к.п.д. на уровне 48%. Рабочим телом в газотурбинной установке служит теплоноситель первого контура. При работе реактора на мощности тепловая энергия, выделяемая в активной зоне, отводится циркулирующим в первом контуре гелием и преобразуется в электрическую энергию. Процесс производства электрической энергии реакторной установкой заключен в границах первого контура, являющегося контуром теплоносителя реактора и рабочего тела газотурбинного цикла.

Наряду с высокой эффективностью прямого газотурбинного цикла и высокими показателями безопасности ГТ-МГР может быть использован для реализации различных ядерных топливных циклов (с топливом на основе оружейного плутония, реакторного плутония, урана, смешанного оксидного уран-плутониевого и уран-ториевого топлива) без изменения конструкции, что гарантирует ресурсобеспеченность этой технологии в долгосрочной перспективе.

ГТ-МГР могут быть использованы для решения проблемы обращения с наиболее опасными долгоживущими актиноидами, выделяемыми при переработке отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов. Возможность глубокого выгорания топлива ГТ-МГР позволяет трансмутировать долгоживущие актиноиды в стабильные изотопы. Один ГТ-МГР способен уничтожить количество долгоживущих актиноидов, образующихся при работе нескольких ВВЭР.

В настоящее время международная команда разработчиков сконцентрировала усилия на проведении ОКР по ключевым направлениям проекта (демонстрация технологий) для возможности разработки полноценного технического про-

екта. Целью программы является экспериментальное подтверждение ключевых проектных решений, в основном, по топливу, турбомашине, конструкционным материалам, реакторной системе и расчетным кодам.

Общность американской и отечественной технологий ВТГР. В США разрабатывается проект высокотемпературного газоохлаждаемого реактора следующего поколения (проект NGNP), первоначально предназначенного для демонстрации производства электроэнергии с высоким к.п.д. и водорода из воды. Основная цель проекта — уменьшение зависимости от импорта нефти за счет создания высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов для высокоэффективного производства электроэнергии, технологического тепла для различных отраслей промышленности и водорода из воды.

За последние несколько лет проект установки NGNP претерпел изменения, связанные со снижением температурного потенциала теплоносителя на выходе из реактора с 950 °C до 750 °C и применением промежуточного теплообменника или парогенератора в первом контуре. Рассматривается также и вариант установки с комбинированным циклом, в составе которой применены парогенератор и небольшой блок преобразования энергии. Сейчас установка по проекту NGNP ориентируется на получение технологического тепла без возможности выработки водорода. Тепловая мощность NGNP такая же, как и реактора ГТ-МГР.

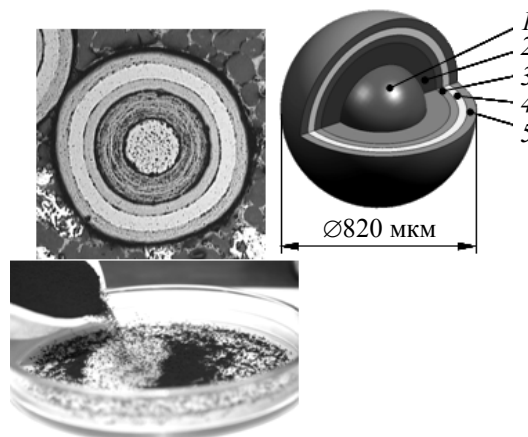
Американская компания «Дженерал атомикс» выполнила предпроектные проработки модульного гелиевого реактора DB-MHR для сжигания трансурановых актиноидов, образующихся в результате переработки топлива легководных реакторов. Целью программы DB-MHR (глубокое выгорание) является снижение количества долгоживущих и наиболее опасных радионуклидов, образующихся в ядерном топливном цикле.

Конструкция DB-MHR сходна с конструкцией модульного гелиевого реактора, который предусматривается для коммерческого использования при выработке электроэнергии или технологического тепла. Трансурановые материалы, образующиеся в водо-водяных реакторах, извлекаются и включаются в состав микротоплива с многослойными керамическими покрытиями, при этом воспроизводящиеся материалы

не добавляются. Затем топливо помещается в модульный гелиевый реактор, где при делении уничтожается до 65% трансурановых элементов при однократном прохождении через активную зону. Отработавшее топливо утилизируется в хранилище без дальнейшей переработки в форме частиц с многослойными керамическими покрытиями. Покрытия микротвэлов обладают высокой коррозионной стойкостью и обеспечивают долгосрочное удержание невыгоревших долгоживущих материалов с трансурановыми элементами.

Анализ выполненных и запланированных НИОКР проекта ГТ-МГР и проектов NGNP, DB-MHR показал значительную общность технологических разработок топлива, реакторной системы, системы преобразования энергии, транспортировки продуктов деления, проводимых в нашей стране и США. Их результаты могут быть использованы в интересах данных проектов, в рамках сотрудничества России и США в области ядерной энергетики.

Топливо. Использование многослойных защитных покрытий на топливных ядрах прежде всего направлено на снижение выхода продуктов деления из микротвэлов. В практике отработки технологии топлива ВТГР вначале использовались двухслойные покрытия (реактор AVR), которые показали недостаточную способность удержания продуктов деления. Усовершенствованные микротвэлы содержат четыре слоя, толщина которых при производстве в различных странах отличается незначительно. Четырехслойное покрытие содержит три типа материалов: пиролитический углерод низкой плотности, карбид кремния и высокоплотный пиролитический углерод. Суммарная толщина покрытия 150—200 мкм. Конструкция топлива ГТ-МГР схематично показана на рис. 1. В целях отработки технологии нанесения покрытий, методик радиационных и послереакторных испытаний и отработки облучательных устройств начальные радиационные испытания будут проводиться вначале для образцов топлива с суррогатными материалами и природным ураном, прежде чем будет исследоваться топливо проектного состава. Рассматривается возможность использования в топливных частицах геттеров кислорода (например, карбида кремния) для снижения давления газа. В США для установки NGNP разрабатывается микротопливо с



Р и с. 1. Конструкция топлива: 1 — топливная частица; 2 — пиролитический углерод (пористый); 3, 5 — пиролитический углерод (плотный); 4 — карбид кремния

урановым топливом в виде частиц с многослойными керамическими покрытиями, сходное с ГТ-МГР. Предусматривается разработка двух- и трехмерных моделей топлива для возможности проведения расчетов с учетом несферичности покрытия, необходимых для обоснования предельных отклонений от геометрии топлива. Двух- и трехмерные коды для проектирования топлива также разрабатываются по программе газоохлаждаемого VHTR. Российские коды смогут независимо оценивать важность влияния геометрии на характеристики топлива.

В США для проекта DB-MHR разрабатывается топливо на основе ядерных топлив, включающих плутоний, наработанный в легководных энергетических реакторах, и инертные разбавители, цель которых состоит в снижении накопления монооксида углерода в процессе глубокого выгорания, а также давления в микротопливе. Для снижения воздействия кислорода на углеродные покрытия микротоплива предлагается также использовать внешний геттер кислорода на основе SiC или ZrC, внедряемого в буферный слой покрытий.

Топливо DB-MHR во многом подобно разрабатываемому в нашей стране для ГТ-МГР, и российская программа может внести значительный вклад в разработку DB-MHR. Для топлива как ГТ-МГР, так и DB-MHR требуются достижение глубокого выгорания, отработка технологии нанесения покрытий, внедрение процессов изготовления топлива, разработка инновационного проекта топливной частицы.



Р и с. 2. Боксовая исследовательская установка

Для отработки технологии и обоснования конструкции топлива ГТ-МГР во ВНИИНМ (г. Москва) завершено сооружение пусковой очереди боксовой исследовательской установки (рис. 2), проведены пусконаладочные работы и изготовлены имитаторы экспериментального топлива. В НИИАРе (г. Димитровград) создаются комплекс для проведения реакторных испытаний плутониевого топлива на реакторах СМ-3 и РБТ-6 и установки для послереакторных исследований [8]. Экспериментальная база, создаваемая для российской программы, нацелена на решение множества сложных задач, которые в свою очередь придется решать и разработчикам оборудования для производства топлива DB-MHR.

Возможности нашей страны по изготовлению и испытаниям топлива с глубоким выгоранием могут быть использованы в программе DB-MHR.

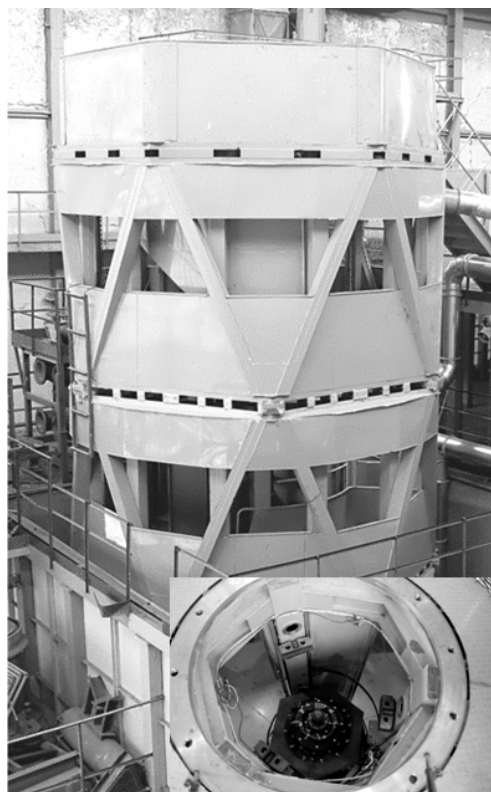
Система преобразования энергии. Важной частью программы экспериментальных исследований, проводимых в рамках проекта ГТ-МГР, является подтверждение работоспособности системы преобразования энергии на основе замкнутого газотурбинного цикла с вертикально ориентированной турбомашинной на электромагнитных подшипниках.

Одним из ключевых компонентов реакторной установки NGNP является главная циркуляционная газодувка, отводящая тепло от активной зоны реактора к парогенератору и промежуточному теплообменнику за счет циркуляции

теплоносителя первого контура. Газодувка осевого типа мощностью более 5 МВт выполнена вертикальной на полном электромагнитном подвесе с встроенным электродвигателем.

Характерным техническим решением, определяющим схожесть конструкций турбомшины проекта ГТ-МГР и газодувки для NGNP, является вертикально ориентированный ротор с подвесом на электромагнитных подшипниках с соответствующей системой управления. Программа НИОКР по подтверждению работоспособности турбомшины с электромагнитными подшипниками включает большой объем работ, в том числе связанных с созданием уникальных стендов для отработки системы электромагнитного подвеса (рис. 3), лабиринтных уплотнений, макетов резервных подшипников, разработкой расчетных кодов управления гибким ротором и изготовлением высокотемпературных компонентов турбокомпрессора.

В результате испытаний масштабной модели ротора турбокомпрессора, целью которых является подтверждение и обоснованность концепции сверхтяжелой вертикальной турбомшины с электромагнитным подвесом и управлением, будут получены проектные данные для испытаний масштабной модели рабочего колеса газодувки NGNP.



Р и с. 3. Масштабная модель ротора

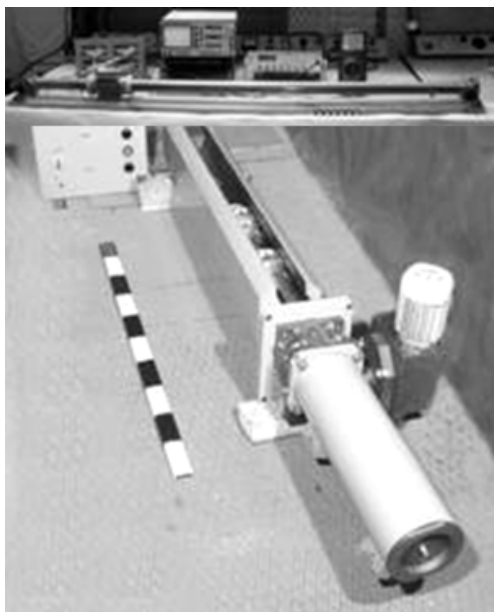
На основе результатов испытаний лабиринтных уплотнений, предотвращающих радиоактивное загрязнение полости генератора ГТ-МГР, возможна оптимизация конструкции лабиринтного уплотнения электродвигателя газодувки проекта NGNP.

Исследования в области технологии высокотемпературных материалов, проводимые в рамках проекта ГТ-МГР, направлены на разработку компонентов турбокомпрессора из устойчивых к условиям эксплуатации материалов. В результате могут быть получены ценные данные для разработки и обоснования не только проекта NGNP, но и всех программ высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов США.

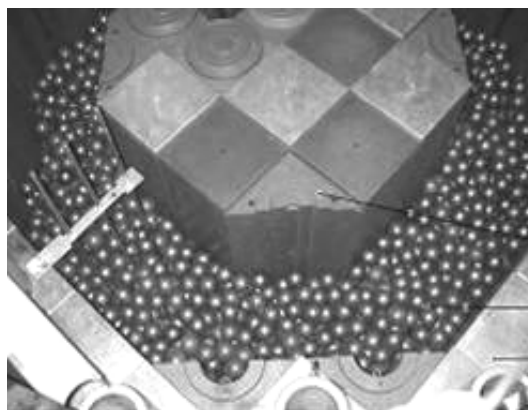
Реакторная система. Анализ показал идентичность российских и американских программ верификации основных кодов расчета нейтронно-физических, теплогидравлических и прочностных характеристик активной зоны, обоснования работоспособности стержней СУЗ, разработки и производства графита, углерод-углеродного композитного материала.

Демонстрация работоспособности поглощающих стержней СУЗ ГТ-МГР (рис. 4) предполагает проведение экспериментальных исследований температурных условий и гидравлических характеристик на полномасштабной модели канала. Результаты эксперимента обеспечат получение данных для проекта регулирующих стержней NGNP.

В РНЦ «Курчатовский институт» проводит-



Р и с. 4. Полномасштабная модель поглощающего стержня СУЗ



Р и с. 5. Критическая сборка «Астра»

ся серия экспериментов на критической сборке «Астра» (рис. 5) для определения температурного коэффициента реактивности и его составляющих, эффективности регулирующих стержней при различной температуре в различных областях критической сборки (активная зона, внутренний отражатель, боковой отражатель), а также эффективности регулирующих стержней при изменении температуры активной зоны и отражателей. Результаты экспериментов могут быть использованы и при обосновании кодов NGNP для нейтронно-физических расчетов высокотемпературной кольцевой активной зоны с графитовым замедлителем.

Перенос продуктов деления. Методы расчета характеристик источников выхода продуктов деления для их применения при разработке и лицензировании установки ГТ-МГР должны быть верифицированы и обоснованы. В связи с этим были определены недостающие проектные данные и разработаны программы экспериментальных исследований для их получения. В РНЦ «Курчатовский институт» и НПО «Луч» выполняются экспериментальные исследования диффузии и дезактивации продуктов деления и получения изотерм сорбции изотопов. В проекте NGNP имеется аналогичный набор недостающих проектных данных о переносе продуктов деления. Наличие мощной экспериментальной базы в нашей стране, в частности, облучательных стендов в НИИАРе обеспечивает значительный потенциал российской программы для сотрудничества по проекту NGNP.

Заключение. В мире увеличивается потребность в чистой и экономичной энергии. Атомная энергия — это источник энергии, обладающий высоким потенциалом для удовлетворения значительной доли мировой потребности без выбросов CO₂. США и Россия взаимно заинтересо-

ваны в разработке чистых, безопасных, снижающих риск распространения ядерных материалов атомных станций, приемлемых для США и России, а также стран третьего мира. Модульный гелиевый высокотемпературный газовый реактор представляет собой перспективный вариант для этой цели благодаря высокой безопасности, обеспечению режима нераспространения делящихся материалов, основанного на свойствах керамического топлива, и высокотемпературному потенциалу. И США, и Россия обладают хорошо развитой технологией ВТГР, в том числе экспериментальной базой, которая может быть эффективно использована для разработки промышленных атомных станций с ВТГР. ВТГР применим для выработки электроэнергии и промышленного высокопотенциального технологического тепла. Гибкость ВТГР по отношению к различным топливным циклам допускает использовать в нем различное топливо без изменения основных элементов конструкции активной зоны реактора. Модульный принцип исполнения, применение для альтернативных целей и гибкое использование топливных ресурсов делают атомную станцию с ВТГР привлекательной для строительства во всем мире, включая развивающиеся страны. ВТГР могут быть одним из направлений сотрудничества России и США в области ядерной энергетики.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Лёгасов В.А., Пономарев-Степной Н.Н., Проценко А.Н. и др. Перспективы использования и основные проблемы внедрения ВТГР в технологические процессы и электроэнергетику. — Атомная энергия, 1978, т. 45, вып. 6, с. 411—418.
2. Велихов Е.П., Гагаринский А.Ю., Субботин С.А., Цибульский В.Ф. Эволюция энергетики в XXI в. М.: ИздАт, 2008.
3. Melese G., Katz R. Thermal and Flow Design of Helium-Cooled Reactors. American Nuclear Society, La Grange Park, Illinois, USA, 1984.
4. Rodrigues C., Simon W. The Modular HTGR: Design for Safety and Availability. General Atomics, April, 1989.
5. Kiryushin A.I., Kodochigov N.G., Kuzavkov N.G., Golovko V.F. State of HTGR development in Russia. Design and development of gas cooled reactors with closed cycle gas turbines. — In: Proc. Technol. Com. Meeting Held in Beijing, China, 30 October — 2 November 1995. Vienna: IAEA-TECDOC-899, 1996, p. 31—46.
6. McDonald C. Exploitation of the very high temperature capability of the MHTGR to meet national energy needs after the year 2000. — In: Proc. of the 21st IECEC, 1986, P. 869069.
7. Kiriushin A.I., Ponomarev-Stepnoi N.N., Glushkov E.S. et al. The project of the GT-MHR high-temperature helium reactor with gas turbine. — Nucl. Engng Design, 1997, v. 173, p. 119—129.
8. Кодочигов Н.Г., Сухарев Ю.П., Пономарев-Степной Н.Н. Международная программа разработки топлива ГТ-МГР. Доклад на совещании МАГАТЭ «Состояние и перспективы топлива газоохлаждаемых реакторов». Вена, Австрия, 07—09 июня 2004 г.

Поступила в Редакцию 18.12.09

УДК 541.15+621.039.577

СТАБИЛЬНОСТЬ ВОДНО-ХИМИЧЕСКОГО РЕЖИМА В КОНТУРЕ ПАССИВНОЙ СИСТЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Карнаухов В.Е., Верховская А.О., Степанов О.Е., Буланов А.В., Лукашенко М.Л., Кабакчи С.А.
(ИЯР РНЦ «Курчатовский ин-т»)

Перспективным решением, направленным на повышение безопасности первого контура ЯЭУ, является пассивная система расхолаживания [1]. Она должна оставаться работоспособной в течение продолжительного времени не только без вмешательства персонала, но и при отсутствии электроэнергии. Независимость функционирования от подвода энергии и защита от отказов активных компонентов могут быть обеспечены реализацией принципа внутренне присущей са-сдувок, предназначенных для удаления неконденсирующихся газов.

мозащищенности — использование естественных процессов, а именно естественная циркуляция теплоносителя и саморегулируемый водно-химический и газовый режим.

В настоящей работе рассматривается пассивная система аварийного охлаждения ЯЭУ, состоящая из двух контуров (рис. 1): контура расхолаживания реакторной установки и охлаждающего аммиачного контура. Особенностью рассматриваемой системы является отсутствие

Контур расхолаживания предназначен для непосредственного отвода тепла от реакторной