

УДК 621.039
©2000

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ВКЛАД ПРЕДПРИЯТИЙ АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ В СОЗДАНИЕ И РАЗВИТИЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ СССР

Н.С. Бурдаков, Б. В. Брохович, В.И. Шевченко, В.В. Шидловский
Россия, г. Озерск, ПО «Маяк»

Представлены сведения об опыте использования достижений технологии и эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов ПО «Маяк» в интересах создания и развития в СССР атомной энергетики

История становления атомной промышленности в СССР изложена в ряде монографий, в докладах и воспоминаниях [1—6]. Большинство из этих работ отражают начальный период создания и освоения атомной промышленности.

В последующий период шло расширение объемов производства атомного оружия на базе накопления плутония в промышленных уран-графитовых реакторах (ПУГР), построенных на Урале и в Сибири.

Несомненные успехи в освоении технологии ПУГР и накопленный опыт эксплуатации реакторов явились основанием для передачи этого опыта народному хозяйству.

По инициативе Курчатова И.В. была начата разработка проекта атомной электростанции с использованием уран-графитового ядерного реактора, а также в 1952 г. на ПО «Маяк» был запущен экспериментальный реактор АИ для производства радиоизотопов с целью широкого использования их во многих областях народного хозяйства (в медицине, металлургии, сельском хозяйстве и т.д.).

Как указывалось [3], технология эксплуатации ПУГР впервые разрабатывалась на ПО «Маяк». Элементы этой технологии и опыт эксплуатации ПУГР легли в основу разработки проекта первой в мире АЭС. Назовем глав-

ные элементы реакторной технологии, накопленные эксплуатационным опытом, которые, на наш взгляд, послужили основой при разработке первой атомной электростанции:

- опыт управления цепной ядерной реакцией и разработанные нормы ядерной безопасности, изложенные в технологическом регламенте;
- нормы радиационной безопасности при обращении с высокоактивными продуктами в ходе выполнения технологических операций в ядерном реакторе;
- обеспечение длительной сохранности графитовой кладки за счет низкого уровня выгорания графита при сравнительно высокой температуре посредством продувки графитовой кладки азотом с малым содержанием кислорода;
- обращение с ячейками графитовой кладки, в которые попадал расплавленный уран («козловые» ячейки);
- петлевые испытания на реакторе АВ—3 и АИ для двухцелевого использования цепной ядерной реакции;
- наработка изотопной продукции вначале на реакторе А (кобальт-60), затем на реакторе АИ для производства углерода-14 и других радиоизотопов, используемых в народном хозяйстве.

Для передачи накопленного эксплуатационного опыта в Обнинск были переведены из ПО «Маяк» специалисты-реакторщики Карих К.И., Ушаков Г.Н., Лыткин В.Б. и другие.

Усилиями ученых, специалистов и рабочих атомная станция была построена в короткие сроки, и впервые в мире атом стал мирным, атомная станция мощностью 5 МВт эл. дала электрический ток 27 июня 1954 г.

В 1964 г. была запущена более мощная АЭС (100 МВт) на Урале в поселке Заречном Свердловской области. Здесь также был использован уран-графитовый реактор.

Второй блок Белоярской АЭС (БАЭС) имел точно такой же реактор. Благодаря применению теплового цикла с перегревом пара в реакторе удалось электрическую мощность этого блока поднять до 200 МВт.

В течение первого десятка лет оба блока Белоярской АЭС работали относительно устойчиво. Однако, после этого на первом блоке, а затем и на втором, возникли затруднения, связанные с заменой ТВС.

По указанию заместителя Министра среднего машиностроения Чурина А.И. в порядке передачи накопленного на ПО «Маяк» опыта эксплуатации графитовых кладок в адрес Белоярской АЭС был подготовлен и отправлен научно-технический отчет о поведении графита под действием нейтронного облучения в ядерном реакторе [8].

Кроме этого, комиссия 4 Главного управления по графиту провела обследование графитовой кладки первого блока БАЭС и установила, что из-за радиационно-термических процессов произошло распухание графитовых втулок ТВС, которые при извлечении сборки захватывали и приподнимали колонну графитовых кирпичей. В отдельных случаях они не возвращались в прежнее положение, иногда смещались, что явилось причиной последующего их разрушения.

К сожалению, при эксплуатации двух блоков БАЭС не был соблюден заложенный в проекте принцип свободного перемещения ТВС относительно колонн графитовой кладки. При достижении высоких значений выгорания ура-

на-235 из-за распухания втулок исчезали необходимые зазоры.

За счет повышенных усилий при замене ТВС произошел ускоренный износ кирпичей графитовых кладок, что явилось одной из причин сокращения срока эксплуатации этих реакторов в два раза по сравнению со сроками работы ПУГР.

Необходимо отметить, что в начале 60-х годов в СССР шла разработка АЭС с использованием реакторов двух типов: уран-графитовых и водо-водяных.

В этой конкуренции ускоренное развитие получили АЭС с использованием уран-графитовых канальных реакторов. Это можно объяснить тем, что в тот период промышленность хорошо освоила изготовление опорных и других конструкций уран-графитовых реакторов, и их можно было тиражировать и приступить к разработке более мощного реактора РБМК. Непосредственное научное руководство разработкой реактора РБМК в ИАЭ осуществлял Фейнберг С.М. Существенным отличием этого реактора от ПУГР было применение каналов из циркониевого сплава, предназначенных к использованию на весь период работы АЭС (30 лет). Предварительные исследования циркониевого сплава в НИИ-9 и ИАЭ им. Курчатова, а также испытание каналов из циркониевого сплава на ПУГР ПО «Маяк» показало их высокую коррозионную устойчивость. Для обеспечения механической прочности циркониевых труб при повышенном давлении теплоносителя в проекте РБМК толщина труб была увеличена до 4 мм.

Оставалось решить проблему обеспечения подвижности труб относительно ячеек графитовой кладки. К этому времени уже было известно, что при высокой температуре графит из-за радиационно-термических процессов сокращает свои размеры.

Под руководством Фейнберга С.М. было проведено три симпозиума по графиту, где обсуждался опыт эксплуатации графитовых кладок ПУГР [9]. В процессе дискуссий по рекомендации комиссии Главного управления

по графиту была принята скорость сокращения диаметра ячеек графитовой кладки 0,1 % в год. Отсюда для обеспечения 30-летнего срока работы реактора был установлен проектный свободный зазор труба-ячейка кладки, равный 3 мм.

Для обеспечения отвода тепла от графита проектировщики предложили использовать разрезные втулки-кольца «твердого контакта». Дополнительно было предложено продвигать через кладку газовую смесь азота с гелием.

При выходе на номинальную мощность температура графитовой кладки РБМК вышла на проектный уровень, что явилось свидетельством точных прогнозных данных о поведении графита, выданных специалистами по графиту.

После 10-летнего периода эксплуатации Ленинградской АЭС комиссия Главного управления по графиту выдала рекомендацию по извлечению нескольких каналов для проверки усилий при их извлечении, тем самым для проверки их подвижности.

Первые каналы извлекались с повышенными усилиями. После этого были сняты профилограммы ячеек графитовой кладки. Оказалось, что диаметр ячеек сократился на предлагаемую величину, но неожиданно было обнаружено распухание труб из циркониевого сплава на величину, равную сокращению диаметра ячейки.

В институте энерготехники (НИИ-8) было проведено обсуждение полученных результатов измерений [10] и была выдана рекомендация о разработке технического задания на способ замены циркониевых труб через 15–18 лет эксплуатации реакторов РБМК. После проведения замены каналов ресурс работы АЭС с реакторами типа РБМК в этом случае может быть продлен на несколько лет, что было экономически выгодным.

Обоснование возможности продления сроков работы уран-графитовых реакторов было получено в результате исследований по выполненным на ПО «Маяк» совместно с НИИ-8 и ИАЭ им. И.В. Курчатова [11].

Опыт замены циркониевых каналов был впервые разработан и осуществлен на Ленинградской АЭС, и затем эта технология была передана на другие АЭС с реакторами типа РБМК.

Следует отметить, что на Первую в мире АЭС был передан опыт ремонта ячеек графитовой кладки с помощью угле графитовой пасты, разработанный на ПО «Маяк», что позволило отремонтировать ряд ячеек графитовой кладки и обеспечить работоспособность АЭС до настоящего времени.

Дальнейшим этапом развития конструкции ПУГР была разработка концепции двухцелевого их использования с одновременным производством тепла, электрической энергии и накопления плутония.

Для этой цели на реакторе АВ-3 ПО «Маяк» была создана петлевая экспериментальная установка ПАВ, включающая 4 канала, на которой с 25 января 1955 г. по 26 сентября 1957 г. проводились исследования стойкости труб и защитной оболочки твэлов при давлении 23 атм. и температуре дистиллированной воды 175–190 °С

Результаты исследования были использованы при разработке реакторов Сибирских АЭС с замкнутым контуром теплоносителя.

Наряду с этим, в рамках международного сотрудничества на экспериментальной установке КС-60 реактора АИ на ПО «Маяк» длительное время по обширной программе проводились исследования для первой Чехословацкой АЭС, введенной в эксплуатацию в 1972 г. на базе тяжеловодного реактора с газовым теплоносителем с твэлами из металлического урана [12].

Установка включала в себя: технологические петлевые каналы Ду45 и Ду100, систему трубопроводов первого контура, регенераты и холодильники, газодувки (турбокомпрессоры) с системой маслохозяйства, системы дистилляционного и ректификационного и механического методов очистки газа первого контура от масел и механических примесей.

В качестве теплоносителя предусматривалось применение углекислого газа с темпера-

турой теплоносителя 500 °С и давлением 64 атм.

На реакторе АИ также проводились исследования на установке Б-190 (РБМК). Установка была введена в эксплуатацию 30 декабря 1969 г. На ней в «петлевом» канале были проведены испытания ТВС для реактора РБМК. Одновременно обрабатывались теплотехнические режимы, что было использовано при освоении реактора РБМК.

Представленный материал может служить достаточным основанием для утверждения о том, что Урал следует считать не только родиной атомной промышленности, но и родиной ядерной энергетики.

ЛИТЕРАТУРА

1. Круглое А. К. Как создавалась атомная промышленность СССР. - М: ЦНИИАтоминформ. - 1995.
2. Меркин В.И. Создание первого промышленного реактора Советского Союза, история советского атомного проекта. — ИСАП-96. — Дубна. - 1996.
3. Бурдаков Н.С., Березюк И.Т., Русинов Н.Я., Шидловский В.В. Освоение и совершенствование технологии промышленных ядерных реакторов. Докл. на конф. «История атомной промышленности». — 1996.

4. Новоселов В.Н., Толстикова В.С. Тайны «Сороковки». — Екатеринбург: ИПП «Уральский рабочий». - 1995.
5. Брохович Б.В. И.В.Курчатов на Южном Урале (воспоминания ветеранов). — Озерск. - 1993.
6. Новоселов В.Н. Создание атомной промышленности на Урале. — Докт. дис. — 1999.
7. Бурдаков Н.С. Некоторые страницы из истории развития технологии промышленных уран-графитовых реакторов. - Озерск. — 1999.
8. Бурдаков Н.С, Турдаков В.Н. К вопросу о состоянии газового режима кладки Белоярской АЭС. - Отчет/ ПО «Маяк». - 1966.
9. Бурдаков Н.С, Шурупов Ю.К. Формоизменения графитовых кладок предприятия. - Отчет/ ПО «Маяк».
10. Бурдаков Н.С. О деформации графитовых кладок ядерных реакторов. Сб. докладов, представленных на комиссию по графиту 21—24 ноября 1988 г.
11. Бурдаков Н.С, Васнин А.М., Цветков Л.А. и др. Исследование влияния облучения на прочностные характеристики материалов металлоконструкций реакторов. // Атомная энергия. — Т. 69. — Вып. 3. — 1990. - С. 135.
12. Шевченко В.И. Первый реакторный завод (страницы истории). — Озерск. — 1998.

От редакции. Опубликованный в статье материал в виде доклада представлен на Втором симпозиуме по истории атомных проектов — HISAP'99, который был организован и прошел под эгидой Международного института прикладного системного анализа (IIASA) 4—8 октября 1999 г. в г. Лаксенбурге, Австрия.

В научную программу симпозиума входили вопросы:

- Военные ядерные программы 1950-х гг. в СССР и США, расширение ядерного клуба, холодная война и движение к ядерному паритету.
- От военных программ к ядерной энергетике, другие аспекты применения ядерной энергии.
- Атом и политика 1950-х гг.: социальные проблемы, рожденные атомом.
- История ядерных полигонов, развитие средств регистрации ядерных испытаний, ядерные инциденты 1950-х гг.
- Воздействие ядерных технологий на окружающую среду — уроки 1950-х гг.; экология, радиобиология и радиомедицина.
- Ученые и атом: воспоминания и биографии непосредственных участников атомных проектов.