

Основные результаты эксплуатации установки БОР-60

КАЗАЧКОВСКИЙ О. Д., АФАНАСЬЕВ В. А., ГРЯЗЕВ В. М., КЕВРОЛЕВ В. П.,
 КОНДРАТЬЕВ В. И., НЕЧАЕВ Б. Н., СМИРНОВ А. М.

УДК 621.039.526

Установка БОР-60 была выведена на энергетический уровень мощности в декабре 1969 г. и с этого времени непрерывно эксплуатируется.

На первом этапе в действие были введены реактор, первый и второй контуры, теплообменник натрия — воздух и связанные с ними вспомогательные системы.

Программа предусматривала решение следующих основных задач.

1. Освоение натриевой технологии, изучение работы реактора и оборудования натриевых контуров, внесение изменений в оборудование и в системы на основе опыта пуско-наладочных работ и первых результатов работы на мощности.

2. Проведение обширного комплекса исследований по физике, гидравлике, переходным и аварийным режимам, радиационной обстановке и другим вопросам.

3. Испытание различных типов твэлов, поглотителей и конструкционных материалов в потоке натрия.

По мере освоения различных технологических режимов осуществлялся подъем мощности реактора.

В конце 1970 г. были включены в работу змеевиковый парогенератор отечественной конструкции и турбина. С этого времени установка БОР-60 работает в режиме электростанции. В июле 1973 г. введен в эксплуатацию второй модульный парогенератор конструкции ЧССР. Включение в работу парогенераторов и энергетической части АЭС осуществлялось в короткие сроки. За все время эксплуатации вообще не было случая простоя реактора более 50 суток. В процессе работы изучались пусковые, стационарные и аварийные режимы парогенераторов и других узлов, исследовались вопросы динамики, теплофизики, безопасности при эксплуатации всей АЭС в целом. Проводились массовые испытания твэлов на глубокое выго-

рание, совершенствовались системы и оборудование для повышения надежности АЭС.

Успешная эксплуатация установки и положительные результаты многочисленных исследований дали большой и разнообразный опыт по многим вопросам проблемы быстрых реакторов.

Общая характеристика эксплуатации установки в энергетическом режиме

Режимы и параметры работы реактора в продолжение всего периода эксплуатации устанавливались в зависимости от программ исследований. При изучении аварийных режимов проводились остановки реактора по заданным программам. Реконструкция отдельных устройств и систем выполнялась, как правило, во время плановых остановок для перегрузки, что сокращало общее время простоя реактора. За время работы реактора выработано более $8 \cdot 10^5$ Мвт·ч тепловой энергии.

Ниже приведены выработка тепловой энергии по годам (тыс. Мвт·ч) и максимальные параметры работы установки:

1970	60
1971	170
1972	215
1973	260
1974 (I и II кварталы)	145

Мощность тепловая, Мвт	60
Удельная мощность, квт/л	1180
Линейная мощность твэлов, вт/см	560
Нейтронный поток, нейтр/см ² ·сек	$3,7 \cdot 10^{15}$
Температура натрия на выходе из топливной сборки, °С	640
Температура натрия на выходе из реактора, °С	530
Температура перегретого пара, °С	490

В начальный период работа реактора была недостаточно стабильной. Наибольшее число остановок происходило вследствие неисправ-

ности в схемах автоматики, управления и защиты, были также остановки в результате нечетких действий персонала. Имели место также неполадки технологического оборудования, не связанного непосредственно с натриевой системой. Например, наблюдалась вибрация вентиляторов охлаждения теплообменников натрия — воздух, отмечены неисправности в работе вспомогательных систем (масляные системы циркуляционных насосов, системы инертного газа и охлаждающего конденсата и др.). Эти неполадки не приводили к аварийным остановкам, но создавали неудобства в обслуживании и снижали надежность работы АЭС. Устранение неисправностей и необходимое совершенствование узлов проводились во время плановых остановок. К концу первого года эксплуатации реактор работал уже бесперебойно.

Включение в работу парогенераторов, турбины и другого энергетического оборудования значительно усложнило технологический процесс и понизило стабильность работы станции. Потребовались новые усилия для устранения обнаруженных недостатков и поисков наиболее рациональных технологических режимов.

Во втором контуре два раза появлялась течь натрия: в гильзе термопары и в уплотнении вентиля. Всего вылилось не более 5 л натрия. В обоих случаях натрия оставался в слое тепловой изоляции трубопроводов и пожара не возникло. В конце 1971 г. из масляной системы циркуляционного насоса в буферную емкость петли второго контура проникло ~10 л масла, что привело к увеличению содержания углерода в натрии до 150 частей на миллион. При этом также в результате осаждения продуктов разложения масла на поверхности трубок произошло снижение коэффициента теплопередачи в теплообменнике натрия — натрия. Со временем содержание углерода в натрии было снижено до 40 частей на миллион. Коэффициент теплопередачи в теплообменнике натрия — натрия восстанавливался очень медленно и достиг первоначальной величины только через полтора года. Попадание масла — наиболее неприятное явление за все время работы установки.

Испытания твэлов

Устойчивая работа реактора и высокий уровень мощности, который поддерживался большую часть времени, обеспечили выполнение обширной программы испытания твэлов. Всего в реакторе испытано 150 топливных сборок,

в которых содержалось более 5500 твэлов; в большинстве из них достигнуто выгорание ~10%; в 550 — около 11%, в 74—12%.

Наряду со штатными топливными сборками в реактор устанавливались экспериментальные, которые различались между собой составом горючего, конструкцией и материалом оболочек. В числе экспериментальных были сборки с виброуплотненным и карбидным горючим, с твэлами, в которых был организован выпуск газобразных осколков, с опытными твэлами для реакторов БН-350 и БН-600 и др. За все время герметичность потеряли твэлы в четырнадцати топливных сборках — в семи штатных и семи экспериментальных. В сборке, как правило, выходили из строя один-два твэла. Как показал опыт, разуплотнение нескольких твэлов не препятствует нормальной эксплуатации. Поиск негерметичных сборок проводится на остановленном реакторе перед плановой перегрузкой.

Испытания основного оборудования станции

Условия работы оборудования БОР-60 соответствуют предполагаемым условиям для будущих промышленных АЭС. Это позволит с большей эффективностью использовать в последующих проектах опыт работы реактора БОР-60.

Оборудование натриевых контуров в течение всего периода эксплуатации функционировало нормально. Сохранялась герметичность натриевых и газовых контуров, поворотные пробки вращались всегда достаточно свободно; сохранялась требуемая точность наводки перегрузочного канала на пакеты. Извлечение топливныхборок из напорного коллектора происходило при нормальных усилиях (не более 80 кгс). Механизмы привода регулирующих стержней работали хорошо. В процессе эксплуатации не было случаев заедания в движении исполнительных механизмов СУЗ. Контрольные извлечения привода не отметили сколько-нибудь значительных отложений на их поверхностях.

При длительной работе в отдельных элементах реактора возникали неисправности. После двух лет работы начали выходить из строя термопары, которые контролировали температуру натрия на выходе из отдельных топливныхборок. Вследствие конструктивных недостатков два раза отказывал в работе привод трубы перегрузочного канала. После внесения конструктивных изменений привод работает нормально.

Значительные усилия и время потребовались для доводки оборудования перегрузки топлив-

ных сборок. Конструкция перегрузочной машины основного агрегата этого комплекса отличается большой сложностью, так как в ней совмещены все операции с чистыми и выгоревшими топливными сборками. Совместная работа машины с реактором и механизмов транспортной технологии координируется сложной схемой управления. В процессе наладки и первого этапа работы некоторые узлы перегрузочной машины, промежуточного хранилища выгоревших топливных сборок, устройства очистки сборок от следов натрия, механизмов транспортировки сборок в постоянное хранилище и электрические схемы подвергались существенным изменениям, которые, как правило, упрощали или ликвидировали отдельные элементы. Вместе с тем были введены дополнительные устройства, позволяющие контролировать герметичность топливных сборок, проводить телевизионное наблюдение за топливной сборкой и штангой внутри контейнера, измерять температуру чехла топливной сборки. После внесения изменений оборудование транспортной технологии функционирует нормально.

Опыт работы БОР-60 показывает, что предпочтительнее иметь отдельные простые механизмы загрузки и выгрузки топливных сборок, а не одну универсальную машину. Это облегчит наладку, управление и ремонт, а также ускорит сам процесс перегрузки в результате одновременного выполнения разных операций.

Работа БОР-60 в режиме электростанции обеспечивает возможность испытания парогенераторов различных конструкций. Несмотря на имеющийся опыт, создание надежных и безопасных парогенераторов продолжает оставаться одной из основных проблем, от успешного решения которой зависит работоспособность промышленных АЭС.

Схема АЭС БОР-60 позволяет одновременно проводить испытания двух парогенераторов мощностью 30 Мвт каждый. Условия их испытаний по режимам работы и взаимосвязи с другими элементами технологической схемы соответствуют предусматриваемым условиям работы крупных АЭС с натриевыми реакторами. На БОР-60 испытываются два типа прямоточных парогенераторов: змеевиковый и модульный.

Змеевиковый парогенератор проработал более 17 тыс. ч. Многочисленные проверки не обнаружили признаков появления негерметичности. Для контроля за состоянием теплопередающих трубок два раза вскрывали корпус и вырезали образцы трубок из наиболее тепло-

напряженных участков. Металлографические исследования показали хорошее состояние поверхности трубок как со стороны воды, так и натрия. Модульный парогенератор проработал 5 тыс. ч.

При испытаниях парогенераторов особое внимание уделялось качеству питательной воды. Для парогенераторов БОР-60 принят нейтральный бескоррекционный водный режим с $\text{pH} = 6,8 \div 7,2$. В стационарном режиме общая жесткость питательной воды не превышает 0,2—0,3 мгкэ-экв/кг, содержание железа и кислорода 5—10 мгк/кг. После остановок отмечается повышение содержания железа (до 40—50 мгк/кг). Поэтому парогенераторы во время остановки дренируются и водяные полости заполняются инертным газом.

Насосные агрегаты натриевых контуров, снабженные гидростатическими подшипниками, расположенными ниже уровня натрия, отличаются высокой надежностью. Ресурс их работы к настоящему времени составил 30 тыс. ч. В начале эксплуатации у одного насоса первого контура наблюдалась вибрация вала в небольшом диапазоне частот с максимальной амплитудой не более 70 мкм. Выемная часть насоса была заменена, теперь он работает нормально. В соответствии с программами исследований проведено около 160 пусков и остановок насосных агрегатов. Для большего удобства обслуживания были внесены изменения в устройства, контролирующие работу насосного агрегата (уровень масла в масляных ваннах, уровень натрия и т. п.), а также во вспомогательные системы насосных агрегатов.

Другие элементы натриевых контуров: теплообменник натрия — натрия, холодные ловушки окислов, сильфонные компенсаторы, арматура — работают надежно и практически не требуют затрат времени на обслуживание.

Технологическая схема пароводяного контура включает и серийное оборудование, обслуживание которого не имеет каких-либо особенностей. Необходимо отметить, что в этом оборудовании было больше неисправностей, чем в оборудовании, работающем в среде натрия.

Дополнительные меры обеспечения безопасности

Одно направление технологических исследований на БОР-60 было посвящено поискам оптимальных режимов аварийного расхолаживания реактора. Значительный подогрев натрия в активной зоне создает опасность термического удара при быстром спаде потока мощности.

На реакторе БОР-60 скорость снижения температуры при остановке реактора достигала $1^\circ \text{C}/\text{сек}$. В процессе экспериментов удалось так скоррелировать скорости уменьшения расхода натрия и ввода в активную зону стержней аварийной защиты, что не происходили сколь угодно резкие изменения температуры и не возникали опасные напряжения в элементах конструкций.

В дальнейшем была разработана система автоматического поддержания температуры на выходе из реактора при аварийной остановке реактора с воздействием на выбег насосов. Аналогичным образом осуществляется защита парогенератора от термических ударов: в случае аварийной остановки в любой момент времени поддерживается соответствие между расходом натрия и питательной воды.

Значительный интерес представляют опыты по регулированию мощности реактора поддержанием заданной температуры натрия на выходе. Регулятор потока нейтронов в этих опытах заменялся температурным регулятором, который воздействовал на привод стержней автоматического регулирования. Во время работы АЭС наиболее вероятными являются возмущения температуры теплоносителя на входе в реактор при изменении электрической нагрузки. Такие возмущения при работе регулятора

потока нейтронов вызывают длительный переходный процесс и требуют вмешательства оператора для изменения уставки на задатчике мощности. При использовании сигнала от температуры на выходе из активной зоны переходные процессы оканчиваются быстрее и с меньшими динамическими отклонениями.

Чтобы обеспечить безопасность реактора, важно оперативно диагностировать его состояние путем непрерывного измерения параметров, чувствительных к каким-либо изменениям и нарушениям в активной зоне. Одним из наиболее подходящих параметров, с этой точки зрения, является реактивность системы. Непрерывно контролируя запас реактивности системы, можно следить за ее изменениями, связанными с выгоранием, и возможными отклонениями физических характеристик реактора от номинала.

На реакторе БОР-60 разработана методика контроля реактивности; сконструирован, изготовлен и испытан лабораторный макет устройства непрерывного контроля запаса реактивности. Максимальная относительная погрешность устройства не превышает 2,3%, чувствительность $(1-2) \cdot 10^{-5} \Delta k/k$, статические отклонения реактивности при изменении параметров на 10% не превышают $7 \cdot 10^{-5} \Delta k/k$.

Поступила в Редакцию 13/XII 1974 г.

**ВНИМАНИЮ ИНЖЕНЕРОВ И СТУДЕНТОВ ХИМИЧЕСКИХ
СПЕЦИАЛЬНОСТЕЙ, НАУЧНЫХ РАБОТНИКОВ, ЗАНЯТЫХ В ОБЛАСТИ
РЕДКИХ МЕТАЛЛОВ!**

В 1974 г. вышла в свет книга Г. А. Ягодина, О. А. Синегрибовой и А. М. Чекмарева «Технология редких металлов в атомной технике» М., Атомиздат, 1974 г., 344 с., 1 р. 02 к.

Книга посвящена химической технологии редких металлов, которые используются в атомной технике: циркония, гафния, лития, бериллия, редкоземельных элементов, ниобия, тантала и др.

Материал в книге расположен по принципу типовых процессов технологии: обогащение и вскрытие рудных концентратов, ионный обмен, экстракция, металлотермия, электролиз и т. д. Описаны физико-химические основы технологических процессов и общие принципы конструирования и расчета оборудования.

Изложение материала соответствует действующим учебным программам и подчинено задачам подготовки молодых инженеров соответствующих специальностей.

Книгу можно приобрести в Доме военной книги (Москва, 107053, ул. Садовая-Спасская, 3), а также по почте наложенным платежом по адресу «Военная книга — почтой» (Москва, 113114, Даниловская наб., дом 4а).