

## Опыт проектирования и эксплуатации быстрых реакторов в СССР

А. И. ЛЕЙПУНСКИЙ, О. Д. КАЗАЧКОВСКИЙ, Ф. М. МИТЕНКОВ, В. В. ОРЛОВ,  
В. А. СТЕКОЛЬНИКОВ, В. И. ШИРЯЕВ

(Государственный комитет по использованию атомной энергии СССР)

В СССР за более чем 20-летний период работы над быстрыми реакторами с натриевым охлаждением накоплен значительный опыт, позволивший приступить к созданию первых АЭС с реакторами БН-350 и БН-600. Проектирование и строительство этих реакторов вызвало необходимость создания обширной экспериментальной базы для физических, теплотехнических, технологических, материаловедческих и других исследований, а также для испытания оборудования реакторов. Особое внимание в экспериментах уделяется опытным быстрым реакторам БР-5 и БОР.

Ниже сообщается состояние дел по эксплуатации и строительству промышленных быстрых реакторов в нашей стране, в частности, опыт испытания оборудования для строящихся АЭС с быстрыми реакторами. В результате пуска в эксплуатацию БН-350, а затем БН-600 в ближайшие годы будет накоплен промышленный опыт по реакторам этих двух типов. Этот опыт позволит нам уже в этом десятилетии приступить к более широкому строительству АЭС с быстрыми реакторами на основе освоенного промышленностью оборудования БН-600, которые, мы надеемся, смогут производить электроэнергию экономически выгодным путем.

Дальнейшая перспектива быстрых реакторов в нашей стране связана с реакторами большой мощности — 1000 Мвт и более. Конструкторские проработки таких реакторов, основанные на принципах, заложенных в первые реакторы, подтверждают возможность создания быстрых реакторов такой мощности. Накопленный опыт проектирования и эксплуатации указывает на пути заметного улучшения технико-экономических показателей и надежности быстрых реакторов. Однако практическая реализация реакторов большой мощности с этими усовершенствованиями, планируемая на вторую половину этого десятилетия, должна явиться следующим шагом после строительства, освоения и накопления опыта работы первых промышленных АЭС с быстрыми реакторами.

В данном докладе не рассматриваются вопросы топлива, отраженные в других докладах настоящей конференции.

### Реактор БР-5

В январе 1971 г. исполнилось 12 лет со дня пуска реактора БР-5. Основные показатели работы реактора в 1959—1970 гг. приведены ниже.

Общее время работы реактора на мощности . . . . .	55 000 ч
В том числе на номинальном уровне	23 000 ч
Отработано эфф. суток всего . . . . .	1 426
В том числе	
с твэлами из $PuO_2$ . . . . .	468
с твэлами из $UC$ . . . . .	958
Время циркуляции натрия по первому контуру . . . . .	70 000 ч
В том числе при температуре 450—510°С . . . . .	28 000 ч
Время работы системы фильтрации первого контура . . . . .	30 000 ч
Число ремонтов насосов	
на первом контуре . . . . .	30
на втором контуре . . . . .	37
Число замен холодных ловушек	
на первом контуре . . . . .	9
на втором контуре . . . . .	2
Число полных перегрузок активной зоны . . . . .	4
Число плановых догрузок активной зоны . . . . .	35
Максимальный интегральный поток нейтронов	
стенка петлевого канала . . . . .	$7 \cdot 10^{22}$ нейтр/см <sup>2</sup>
центральная труба реактора . . . . .	$4 \cdot 10^{22}$ нейтр/см <sup>2</sup>
твэлы из монокарбида урана . . . . .	$4 \cdot 10^{22}$ нейтр/см <sup>2</sup>
твэлы из двуокиси плутония . . . . .	$3 \cdot 10^{22}$ нейтр/см <sup>2</sup>
Максимальное выгорание топлива	
в твэлах из монокарбида урана . . . . .	5,9%
в твэлах из двуокиси плутония . . . . .	6,7%

В 1959—1964 гг. реактор работал на окисном плутониевом горючем, а с 1965 г. в активной зоне реактора поставлены твэлы из монокарбида урана. Выгорание большинства твэлов из двуокиси плутония достигло 5,0—6,7%, а из монокарбида урана — до 4,0—5,9%. Установлено, что большая часть монокарбидных твэлов с оболочкой из стали 0Х18Н10Т потеряла герметичность при выгорании 4,0—4,6%, тогда как все монокарбидные элементы с оболочкой из стали Х16Н15МЗБ сохраняли работоспособность до 5,5—5,9% выгорания. Причины выхода из строя твэлов из двуокиси плутония — распухание топлива и уменьшение пластичности

стальной оболочки. Причинами разрушения оболочки монокарбидных твэлов явились ухудшение теплоотода от деформировавшихся элементов за счет окружной неравномерности температурного поля и худшие характеристики по длительной прочности стали ОХ18Н10Т по сравнению со сталью Х16Н15МЗБ.

В 1967—1969 гг. в активной зоне реактора было проведено облучение восьми опытных поглощающих элементов (ПЭЛ) с борсодержащими элементами ( $B_4C$ ,  $CrB_2$ ,  $EuB_6$  и др.) и Та, в том числе элементов негерметичной конструкции. Элементы получили дозу нейтронного облучения  $3 \cdot 10^{21}$  нейтр/см<sup>2</sup>. При исследовании ПЭЛ в горячей лаборатории установлена их хорошая работоспособность.

Значительное время реактор работал с частью твэлов с нарушенной герметичностью, что привело к выходу продуктов деления в теплоноситель и газовые полости первого контура. В этих условиях большое значение придавалось контролю за содержанием продуктов деления в первом контуре и контролю за герметичностью твэлов, выгружаемых из реактора. На реакторе созданы системы и отработаны методы по контролю состояния активной зоны (по активности запаздывающих нейтронов и продуктов деления в теплоносителе).

Периодически проводилась очистка натрия первого контура от радиоактивных продуктов деления с помощью холодной ловушки окислов, которая хорошо улавливает иод и цезий. На установке создана и испытана система очистки аргона первого контура от газообразных радиоактивных продуктов деления с помощью угольного адсорбера. За несколько часов очистки уровень активности снижается до равновесного значения (когда унос изотопов ксенона компенсируется притоком их из натрия). На реакторе БР-5, где  $70 \pm 5\%$  ксенона находится в натрии [1], на первой стадии очистки активность ксенона в аргоне снижается в десятки раз, в дальнейшем натрий вообще очищается от ксенона. Следует отметить высокую радиоактивность ловушек паров натрия в системе очистки газа. Установлено, что содержание  $Cs^{137}$  в натрии, сконденсированном из паров, в 20 раз выше, чем в теплоносителе первого контура.

С 1969 г. осуществляется регулярный контроль за содержанием неметаллических и металлических примесей в натрии первого контура. Всего за последние два года было отобрано из контура семь проб натрия. Установлено высокое содержание углерода в теплоносителе  $[(0,45 \div 1,7) \cdot 10^{-2}\%]$ . Возможным источником

поступления углерода в контур является смазка подшипников циркуляционных насосов. Содержание азота в натрии составляет  $(1 \div 3) \cdot 10^{-3}\%$ , водорода содержится  $(0,4-2) \times 10^{-3}\%$ .

Эксплуатацию БР-5 на монокарбидной активной зоне завершена в мае 1971 г. В течение 1971—1972 гг. на реакторе БР-5 намечено провести ряд мероприятий с целью увеличения его мощности до 10 Мвт. Наряду с увеличением мощности реактора вдвое предполагается в качестве третьей загрузки реактора применить окисное плутониевое топливо с достижением глубины выгорания в твэлах до 10% и энергонапряженности до 780 квт/л. Форсирование реактора БР-5 будет осуществлено за счет увеличения подогрева теплоносителя в реакторе при сохранении средней температуры натрия на выходе из активной зоны 500°С, что позволит в три-четыре раза ускорить исследования, связанные с облучением топлива и материалов в реакторе.

### Реактор БОР

В конце 1969 г. в Мелекесе (СССР) осуществлен энергетический пуск исследовательского реактора на быстрых нейтронах БОР мощностью 60 Мвт [2]. С вводом в эксплуатацию этого реактора существенно расширились возможности для проведения экспериментальных исследований в области физики и технологии реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Имея высокие максимальные параметры (энергонапряженность до 1100 квт/л, температура натриевого теплоносителя до 600°С), реактор БОР позволит в широких масштабах проводить испытания различных топливных материалов и композиций на глубокое выгорание, исследовать поведение различных материалов и конструкций поглощающих элементов СУЗ, конструкционных материалов при больших интегральных потоках нейтронов. Наряду с этим реактор БОР позволит проводить экспериментальную проверку и отработку проектируемых систем и оборудования энергетических реакторов на быстрых нейтронах.

Реактор БОР был сооружен в короткие сроки (начало проектирования 1963 г., ввод в эксплуатацию 1969 г.). За это время накоплен большой опыт по проектированию, изготовлению оборудования, монтажу и пуску реактора [3]. Все основные узлы реактора (уплотнения вращающихся пробок, патрубки корпуса, напорная камера, приводы и механизмы СУЗ, топливные

сборки и т. д.), основное оборудование (насос, парогенератор, промежуточные теплообменники, арматура и т. д.), приборы (уровнемеры, манометры, термометры) испытывались на моделях и прототипах. Перед монтажом реактора была проведена контрольная сборка корпуса реактора, поворотных пробок, коллектора, макетов топливных сборок, приводов СУЗ и т. д. При выполнении монтажных работ большое внимание уделялось обеспечению качества сборки реактора и основных контуров, соблюдению принятой технологии и чистоты монтажа.

Натриевые контуры после монтажа никаким водным промывкам не подвергались. Сушка и обезгаживание основных контуров проводились вакуумированием с одновременным разогревом оборудования и трубопроводов до 200—250° С. В процессе сушки натриевые контуры периодически заполнялись чистым аргоном. Предельный вакуум, достигнутый в первом контуре, составил  $2 \cdot 10^{-1}$  мм рт. ст., натекающие  $0,8 \cdot 10^{-1}$  мм рт. ст. в 1 ч.

На реакторе БОР была отработана новая по сравнению с БР-5 технология подготовки натрия для заполнения контуров без его дистиллирования. Из каждой транспортной емкости с натрием (объем 1 м<sup>3</sup>) производилась отгонка парафина под вакуумом в течение 3 ч при разогреве натрия в емкости до 200—250° С. После этого натрий из транспортной емкости передавливался под давлением аргона через механический сетчатый фильтр в промежуточный бак емкостью 6 м<sup>3</sup>, где натрий отстаивался некоторое время, а затем передавливался в приемный бак объемом 35 м<sup>3</sup>. Окончательная очистка натрия производилась циркуляцией его через холодную ловушку. Основные примеси в исходном натрии: углерод  $4,5 \cdot 10^{-3}\%$ , водород  $6 \cdot 10^{-4}\%$ , азот  $1,5 \cdot 10^{-3}\%$ , кальций  $6 \cdot 10^{-3}\%$ , калий  $2 \cdot 10^{-2}\%$ . Содержание окислов в натрии соответствовало температуре закипания пробкового индикатора (120° С).

Первый контур заполнялся натрием, нагретым до температуры 250° С. При этом осуществлялся тензометрический контроль за возникающими напряжениями в корпусе аппарата, оборудовании и трубопроводах. Напряжения не превышали допустимые значения. Благодаря принятым мерам по соблюдению чистоты монтажа содержание окислов в натрии после заполнения первого контура поднялось только до  $t_{\text{заб}} = 180^\circ \text{С}$ . Содержание других примесей практически не отличалось от исходных величин. На сетчатых фильтрах, установленных в трубопроводах контура и в имитаторах сборок

твэлов, загрязнений не обнаружено. Общее количество окислов натрия, переведенное в ловушку после заполнения первого контура натрием, загрузки активной зоны и замены арматуры, составило только 2 кг.

Физический и энергетический пуски реактора БОР были осуществлены в конце 1969 г. одновременно со съемом тепла воздушным теплообменником. В течение 1970 г. была выполнена большая программа по исследованию физических, тепловых и гидравлических характеристик установки. Эксперименты по исследованию физических характеристик реактора показали, что все основные физические параметры были предсказаны достаточно точно [4]. Это касается таких величин, как критическая масса, эффективность органов регулирования, температурный эффект реактивности. Экспериментальные коэффициенты неравномерности тепловыделения и падение реактивности от выгораний оказались несколько ниже расчетных. В целом хорошее предсказание физических характеристик реактора БОР было обусловлено большим опытом расчетных работ и проведением исследований модели реактора на стенде БФС [5, 6]. Экспериментальная программа на стенде БФС позволила проверить методы и константы для физического расчета и сделать ряд уточнений в предсказанных параметрах, в частности в эффективности органов регулирования.

В реакторе БОР, как и в БР-5, на первом этапе работы при пониженных температурах натрия и незначительных мощностях на поверхности активной зоны накапливался аргон (до 2—3 л). Эффект проявлялся в изменении реактивности от повышения давления в газовой полости и при повышении расхода теплоносителя. Позднее обнаружено, что эффект отсутствует после работы реактора на большой мощности и в незначительной степени проявляется после длительных остановок. Повышение расхода теплоносителя от 0 до 800 м<sup>3</sup>/ч приводит к положительной реактивности  $\sim 0,2\%$ . Анализ радиоактивных примесей в первом контуре реактора свидетельствует о герметичности топливных элементов. Активность натрия при работе реактора на мощности 40 Мвт определяется  $\text{Na}^{24}$  ( $38$  кюри/кг), после остановки —  $\text{Na}^{22}$  ( $4,7 \times 10^{-5}$  кюри/кг), другие радиоактивные изотопы обязаны в основном активации примесей натрия и их общая активность составляет менее  $3 \cdot 10^{-5}$  кюри/кг. В газовой полости активность  $\text{Ag}^{41}$  равна  $3 \cdot 10^{-3}$  кюри/л,  $\text{Ne}^{23}$  1 кюри/л, радиоактивные изотопы ксенона и криптона

( $\sim 10^{-6}$  кюри/л) обусловлены поверхностным загрязнением твэлов.

Исследования тепловых и гидравлических характеристик реактора также показали хорошее согласие экспериментальных и проектных параметров. Специальным устройством были проведены замеры расходов натрия через пакеты активной зоны и бокового экрана. Разница в расходах натрия через пакеты в одной и той же зоне дросселирования не превышала 5%.

Доля натрия, поступающая на охлаждение пакетов экрана, СУЗ и корпуса реактора, первоначально была больше нормальной и частично была уменьшена специальными регулирующими элементами. С помощью 38 термодар, расположенных над пакетами активной зоны и экрана, была измерена температура натрия, выходящего из пакетов, однако значительная часть термодар показала заниженную температуру, по-видимому, из-за поперечных потоков холодного натрия над головками пакетов.

Еще при пробной циркуляции натрия по ниткам первого контура была обнаружена вибрация обратных клапанов при одновременном запуске и остановке насосов. Изучение вибрации контура показало, что частота вибраций связана с числом оборотов насоса, амплитуда вибраций невелика, но имеются резонансные частоты. По результатам измерений были выбраны рабочие диапазоны оборотов насосов с минимальной вибрацией. Основное технологическое оборудование реактора (насосы, теплообменники, ловушки окислов и др.) работало хорошо.

В конце 1970 г. был осуществлен пуск прямого парогенератора змеевиковой конструкции с одностеночным разделением натрия и воды. Пар с давлением 85 атм и температурой 430° С от парогенератора подавался на турбину, которая подключалась к энергосистеме. В настоящее время реактор БОР работает на мощности 40 Мвт со средней температурой натрия на выходе из аппарата 500° С.

### Реактор БН-350

В г. Шевченко завершаются монтажные работы и ведется подготовка к пуску АЭС с реактором БН-350. На начало 1971 г. были смонтированы корпус реактора, корпуса насосов, теплообменников, парогенераторов, изготовлены и поставлены на площадку наиболее сложные и крупногабаритные элементы: вращающиеся пробки, напорный коллектор, элементы системы загрузки — выгрузки горючего и др.

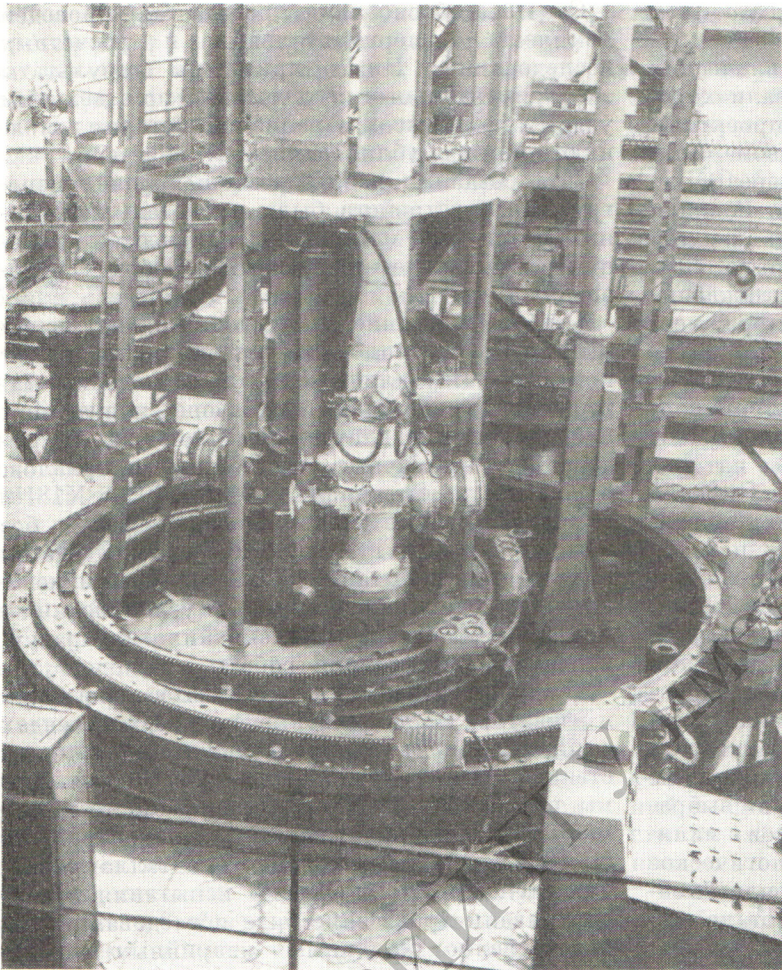
С целью обоснования проекта был проведен комплекс экспериментальных и расчетных исследований. Ниже приведены результаты экспериментальных исследований по отдельным узлам и комплексам механизмов, которые дополняют ранее опубликованные [7—9].

Для создания работоспособных узлов перегрузочных устройств были проведены испытания различных материалов с целью определения их механических свойств в рабочих условиях.

Особое внимание уделялось подбору и испытанию материалов для узлов трения и мест контакта. Изучались вопросы поведения материалов в широком диапазоне контактных нагрузок и при длительной выдержке. Исследовались различные сочетания материалов, в частности стали типа 0X18H10T, X18H9 с покрытием контактных поверхностей и без него, при работе в натрии до 550° С. С учетом результатов испытаний были внесены изменения в конструкцию некоторых узлов механизмов, работающих в зоне высоких температур, или изменены условия работы.

«Горячие» испытания механизмов перегрузки и элеватора проводились на натриевых стендах с циркуляцией натрия. Основные параметры стендов: температура натрия 500° С (механизмы выключены) и 300° С (при работе механизмов); содержание кислорода в натрии до  $50 \cdot 10^{-3}$  вес.%; объем жидкого металла в каждом стенде 1 м<sup>3</sup>. «Горячие» испытания предусматривали проведение ряда исследований при искусственно созданных «аварийных» ситуациях (отказ системы управления, полное обесточивание механизмов, повышение содержания кислорода в натрии и др.). Механизм перегрузки за время испытаний выполнил свыше 5000 операций извлечения и установки макета топливной сборки, а элеватор совершил около 3000 двойных ходов. Испытания головных образцов механизмов перегрузки и элеватора показали работоспособность и достаточные ресурсы механизмов в нормальных условиях эксплуатации, а также их надежность в аварийных ситуациях.

Для проверки совместной работы системы перегрузки топливныхборок, проверки и отладки системы наведения механизма перегрузки на головки пакетов, системы управления перегрузочными механизмами, проверки блокировок был сооружен стенд контрольной сборки (рис. 1,2), который включал в себя: металлоконструкции, имитирующие корпус и передаточный бокс реактора, вращающиеся пробки,



Р и с. 1. Стенд контрольной сборки реактора БН-350. Большая и малая вращающиеся пробки.

центральную колонну с трубами СУЗ, элеваторы, механизмы перегрузки и передачи пакетов; пакеты-имитаторы; имитатор напорного коллектора; системы электрооборудования и наведения. При испытаниях комплекса механизмов перегрузки осуществлялся ряд перегрузок пакетов-имитаторов при помощи штатных механизмов и управляющих систем. Наряду с проверкой работы системы в нормальном режиме проверялась работа в ситуациях, имитирующих аварийные. К последним относятся: 1) установка и извлечение искривленного пакета-имитатора со стрелой прогиба до 10 мм и с разворотом пакета на 60, 120, 180°; 2) перестановка пакета при смещении оси механизма перегрузки относительно оси головки пакета на 10 мм; 3) проверка возможности расцепле-

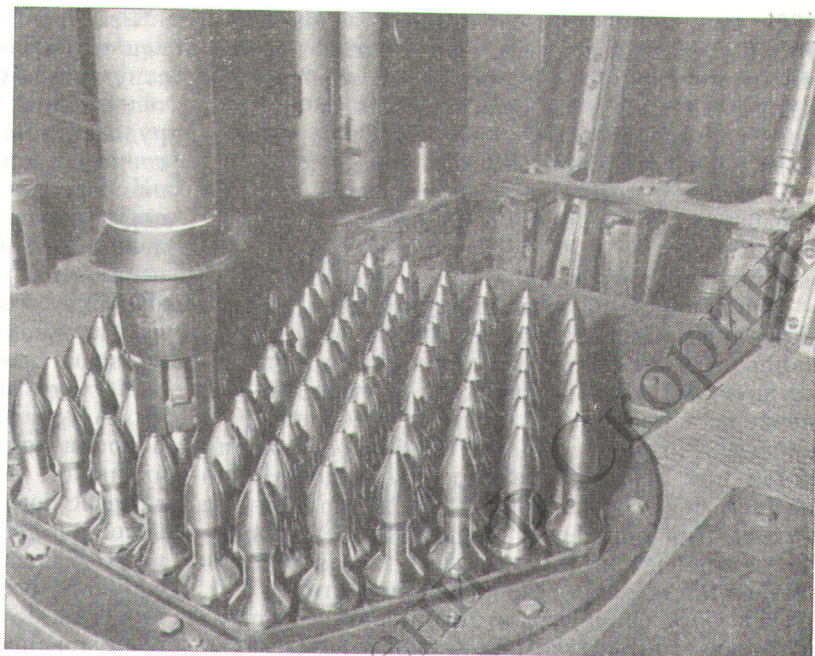
ния и отвода механизма перегрузки от застрявшего пакета, поднятого на высоту 500 мм над активной зоной. Результаты экспериментов показали работоспособность механизмов в указанных условиях.

Чтобы гарантировать качественную сборку корпуса на монтажной площадке, на заводе-изготовителе была проведена полная контрольная сборка корпуса на специальной стенде. Весь корпус собирался на специальных приспособлениях и прихватках в кольцевых швах. Сборка подтвердила точность изготовления блоков и правильность герметической формы корпуса. Блоки корпуса были доставлены на монтажную площадку и в августе — октябре 1968 г. была осуществлена окончательная сборка корпуса. После сборки, сварки и тщательного контроля корпус был подвергнут гидравлическим и вакуумным испытаниям. На корпусе имеется необходимое число тензодатчиков для исследования напряженного состояния корпуса на этапе наладочных испытаний.

Для проверки правильности изготовления нейтронной подпорки и напорного коллектора, а также их сборки с активной зоной на заводе-изготовителе была осуществлена контрольная сборка указанных элементов и проведены необходимые испытания. Сборка осуществлялась с использованием штатных напорного коллектора, деталей нейтронной подпорки, направляющих труб управляющих стержней. Вместо пакетов активной зоны были использованы пакеты-имитаторы, внешние габариты которых (вес, конструкция хвостовика и головки) полностью соответствовали штатным пакетам. При контрольной сборке пакеты-имитаторы устанавливались в гнезде напорного коллектора под собственным весом.

Экспериментальные исследования по физике реактора БН-350 выполнялись в основном на стенде БФС. Для этой цели было использовано несколько критических сборок, отличающихся различным положением органов регулирования. Часть сборок имела однорodную актив-

ную зону без органов регулирования. Основные экспериментальные данные по этим сборкам приведены в работах [10—12]. Более тщательный анализ проведенных экспериментов, а также ревизия констант основных изотопов —  $U^{235}$  и  $U^{238}$  — показали, что критические параметры реактора были скорректированы с опубликованными ранее данными. В результате был определен новый критический размер БН-350. Использование новых ядерных данных привело к лучшему согласию расчетов с экспериментальными результатами измерений эффективности борных стержней, чем это было ранее при использовании системы 26-групповых констант 1964 г. Распределение тепловыделения по активной зоне реактора на основании проведенных экспериментов рассчитывается достаточно точно.



Р и с. 2. Стенд контрольной сборки БН-350. Макет активной зоны с механизмом перегрузки.

Экспериментальные исследования доплер-эффекта выполнены на реакторе БР-1 методом активации нагретых и холодных фольг в призме из окиси урана. Эксперименты показали достаточную точность учета температурной зависимости сечений захвата  $U^{238}$  при расчете доплер-эффекта. Однако доплеровский эффект реактивности в реакторе с учетом всех неопределенностей вряд ли может быть рассчитан с точностью лучше 20—30%. Измерения центральных коэффициентов реактивности, спектральных индексов и времени жизни мгновенных нейтронов в различных модификациях сборок БН-350 указывают на недостаточную точность расчетного предсказания деталей спектра нейтронов и их ценности и убеждают в необходимости совершенствования как констант, так и методов расчета.

### Реактор БН-600

Конструкторские и проектные работы по установке БН-600 закончены. В настоящее время развернуто строительство зданий и сооружений и начато изготовление оборудования на заводах. В соответствии с принятой программой проводятся экспериментальные исследования по обоснованию и подтверждению характеристик установки.

Реактор БН-600 является следующей за БН-350 ступенью на пути создания мощных и экономически эффективных АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. Технико-экономический анализ показывает, что для создания АЭС с реакторами на быстрых нейтронах и высокими экономическими показателями необходимо форсирование параметров пара по сравнению с параметрами БН-350. Из этих же соображений целесообразно увеличение мощности единичного блока и повышение глубины выгорания топлива. Из требований работы станции в энергосистеме вытекает необходимость в увеличении времени между перегрузками. Эти факторы и были положены в основу при разработке БН-600.

Температурные и гидравлические характеристики жидкометаллических контуров, а также термодинамические параметры паро-водяного цикла реактора БН-600 выбраны с учетом следующих соображений. Использование сверхкритических параметров связано с большими трудностями при отработке парогенераторов, при этом увеличиваются капитальные затраты на высокотемпературную пароэнергетическую часть. Поэтому более приемлемыми оказались параметры, которые обеспечивают к. п. д. паротурбинного цикла на уровне 42—

43% при температуре оболочек твэлов 680—700° С. Анализ показал, что такими компромиссными параметрами являются: температура натрия на выходе из реактора 550° С; средний подогрев натрия в реакторе 170° С; параметры пара перед турбиной 500° С и 130 *ата*.

Следует отметить, что применение хорошо отработанной серийной турбины К-200-130 обеспечивает к. п. д. турбоустановки при указанных параметрах пара на уровне до 43%.

Накопленные к настоящему времени данные позволяют рассчитывать активную зону с указанными выше температурами и твэлами из смеси двуокиси урана и двуокиси плутония в оболочке из нержавеющей стали на выгорание 10% тяжелых атомов. Однако вопрос распухания стали при таком выгорании еще недостаточно изучен. В БН-600 используются герметичные твэлы. Для снижения давления газа в нижней части элемента предусмотрена газовая полость длиной 0,7 м (при длине активной части 0,75 м). При выборе размеров активной зоны, ее формы и состава учитывался ряд факторов. Проработки показали, что практически очень трудно повысить объемную долю топлива до 45—47% и выше, в этом отношении состав активной зоны реактора БН-600 мало чем отличается от состава БН-350. Активная зона реактора БН-600 довольно сильно уплощена ( $D/H = 2,7$ ). Такая конфигурация активной зоны позволила увеличить расход теплоносителя через реактор при умеренном гидравлическом сопротивлении и снизить подогрев, при этом разница между максимальной температурой оболочки и температурой на выходе из реактора уменьшилась.

Для энергетического реактора важной проблемой является обеспечение длительной работы между перегрузками топлива. Желательно перегрузку горючего совмещать с плановыми остановками АЭС. За счет применения эффективной системы компенсации реактивности интервал между перегрузками для реактора БН-600 составляет четыре-пять месяцев при работе на полной мощности. Использование большого числа поглощающих стержней привело к поискам оптимального расположения, поскольку поле тепловыделения очень чувствительно к несимметричному расположению стержней. В реакторе БН-600 применена распределочная система стержней, что позволило свести к минимуму колебания тепловыделения между крайними положениями компенсаторов и, кроме того, позволило использовать в качестве материалов компенсаторов естественный бор и тантал.

Реактор БН-600, как известно, спроектирован в баковом исполнении. Выбор такой конструкции обусловлен в основном двумя обстоятельствами: 1) компактное расположение оборудования первого контура и всего радиоактивного теплоносителя в одном баке, исключение боксов и упрощение вопросов герметизации первого контура; 2) необходимость в накоплении опыта работы реакторов с двумя концепциями — петлевой (БН-350) и баковой (БН-600)—для обоснованного выбора наиболее оптимальной конструктивной схемы реакторов большой мощности.

В ходе проектирования реактора БН-600 были проработаны различные варианты компоновки первого контура: полностью баковый; активная зона и теплообменники в баке, а насос вне бака на специальных патрубках; насосы и теплообменники в отдельном корпусе и др. На рис. 3 показан принятый вариант конструкции реактора. Подробное описание ее дано в работе [13]. Особенности баковой компоновки оборудования приводят к необходимости рассмотрения ряда специальных вопросов: 1) передача весовых нагрузок и крепление бака реактора, активной зоны, теплообменников, насосов, вращающихся пробок и других внутриреакторных элементов; 2) вибрация оборудования и элементов конструкции; 3) компенсация термических расширений компонентов, расположенных внутри бака и связанных между собой; 4) обеспечение режимов работы бака реактора, которые исключили бы тепловые удары и неравномерное распределение температур по периметру и высоте; 5) вопросы гидродинамики в баке: равномерное распределение потоков теплоносителя через теплообменники; исключение захвата и перекачки газа по контуру и др.

Анализировались следующие схемы передачи весовых нагрузок и крепления компонентов.

1. Все внутриреакторные устройства (активная зона с защитой, насосы, теплообменники, вращающаяся пробка) установлены на нижней несущей раме (см. рис. 3). Нагрузка от рамы через специальные опоры передается на фундамент. Нижняя рама с установленным на ней оборудованием и верхняя часть реактора омываются теплоносителем с различной температурой. Поэтому в такой конструкции согласование термических расширений насосов, теплообменников, пробок с верхней частью реактора и герметизация их выходов из бака — одна из трудных проблем. В реакторе БН-600 эти вопросы были решены благодаря использова-

нию сифонов на горловинах насосов и теплообменников. Охлаждение бака и, главным образом, его верхней части уменьшает разницу в поперечных перемещениях верхней крышки реактора и опорного пояса, на котором установлены теплообменники и насосы, тем самым улучшаются условия работы сифонов. Последние расположены в газовой полости, предусмотрена возможность их замены. Вращающиеся пробки вместе с центральной колонной и механизмом перегрузки расположены на верхней конической крышке бака. Термическое расширение происходит вверх от катковых опор, на которых установлен реактор. Нагрузка от катков передается на фундамент.

2. К мощной несущей плите подвешивались бак реактора и специальная рама, на которой устанавливалась активная зона. Тепломеханическое оборудование размещалось на верхней плите. Такой вариант конструкции требовал применения сифонных компенсаторов диаметром 2,0—2,5 м, работающих в теплоносителе (в случае неподвижной установки оборудования на плите) или использования подвижных опор в сочетании с сифонами. Верхняя плита получалась сильно нагруженной и имела сложную конструкцию. Поэтому предпочтение было отдано первому варианту.

В конструкции реактора БН-600 использован ряд конструктивных решений, примененных

и экспериментально обоснованных при создании установки БН-350; поворотные пробки и их уплотнения из сплава олово — висмут, механизм перегрузки, элеватор, основные элементы механизма передачи пакетов и др. Сохранены внешние габариты топливных сборок, что

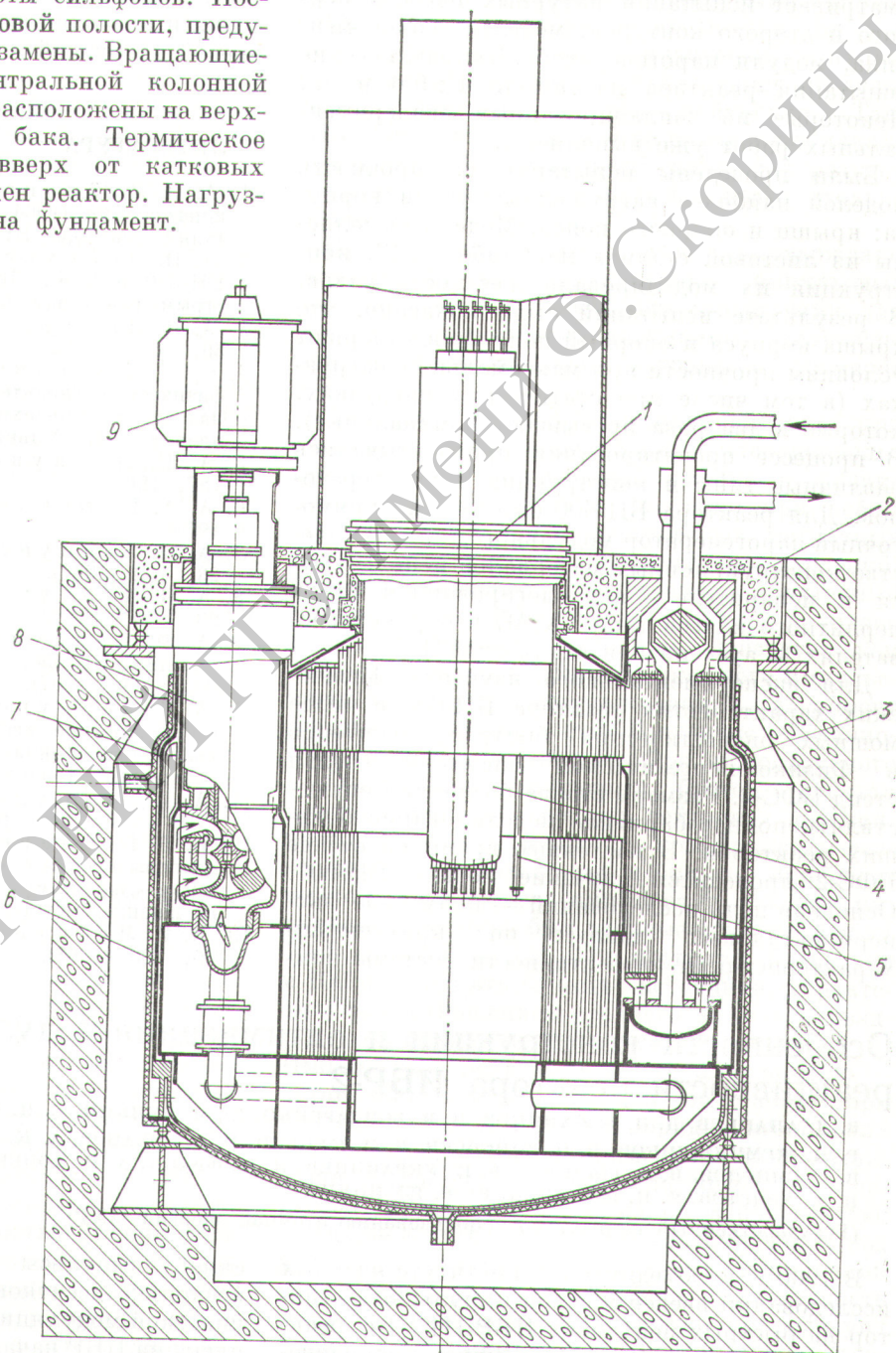


Рис. 3. Продольный разрез реактора БН-600;

1 — поворотные пробки; 2 — верхняя неподвижная защита; 3 — теплообменник; 4 — центральная колонна с механизмом СУЗ; 5 — механизм перегрузки; 6 — опорный пояс; 7 — опора; 8 — насос; 9 — электродвигатель.



позволяет использовать имеющуюся технологию изготовления труб, унифицировать узлы транспортно-технологической части установки БН-350. Все это значительно сократило объем опытно-экспериментальных работ. Намеченная программа экспериментальных работ предусматривает испытания натуральных насосов первого и второго контуров, моделей теплообменника, модуля парогенератора, гидравлические испытания реактора на модели 1:6,6 и др. Некоторые из запланированных экспериментальных работ уже выполнены.

Были проведены испытания на прочность моделей наиболее нагруженных узлов корпуса: крыши и опорного пояса. Модели выполнены из листовой стали в масштабе 1:10, конструкция их моделировала жесткость узлов. В результате испытаний было показано, что крыша корпуса и опорный пояс удовлетворяют условиям прочности при максимальных нагрузках (в том числе при статических нагрузках, которые в два раза превышают номинальные). В процессе проектирования прорабатывались различные типы и конструкции парогенераторов. Для реактора БН-600 был выбран прямоточный парогенератор модульного типа. В качестве конструкционных материалов используются в испарителе — низколегированная сталь перлитного класса типа 1Х2М, в пароперегревателях — аустенитная сталь типа 18/8.

Для экспериментального изучения физических характеристик реактора БН-600 и более мощных энергетических быстрых реакторов в Физико-энергетическом институте создан стенд БФС-2. Размеры стенда позволяют осуществлять полногабаритное моделирование больших реакторов. В настоящее время на стенде БФС-2 проводится изучение модели БН-600. Основная цель исследований — получение экспериментальных данных по критическим характеристикам, эффективности системы ком-

пенсации выгорания и аварийной защиты, распределению тепловыделения в присутствии системы стержневой компенсации. В 1970 г. на стенде БФС-2 выполнены эксперименты по исследованию прохождения нейтронов через макет внутрикорпусной защиты реактора. Стенд БФС-2 оборудован системой воздушного охлаждения и позволяет вести эксперименты с плутониевой загрузкой.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. А. И. Лейпунский и др. (СССР). Женевская конференция (1964). Опыт восьмилетней эксплуатации реактора БР-5.
2. А. И. Лейпунский и др. Быстрые реакторы БН-350 и БОР. Доклад на Конференции по быстрым реакторам (Лондон, 1966).
3. А. И. Лейпунский и др. «Атомная энергия», 30, 165 (1971).
4. О. Д. Казачковский и др. Исследование физических характеристик реактора БОР-60. Доклад на научно-технической конференции стран — членов СЭВ (Ульяновск, 1970).
5. А. И. Лейпунский и др. Препринт ФЭИ-187, 1969.
6. А. А. Блыскавка и др. Препринт ФЭИ-201, 1970.
7. А. И. Лейпунский и др. «Атомная энергия», 23, 409 (1967).
8. А. И. Лейпунский и др. «Атомная энергия», 23, 396 (1967).
9. А. И. Лейпунский и др. Атомная электростанция БН-350. Доклад на симпозиуме СЭВ (Обнинск, 1967).
10. А. И. Лейпунский и др. Экспериментальные и технические исследования по физике быстрых реакторов (Лондон, 1966).
11. А. И. Лейпунский и др. Труды Симпозиума СЭВ по быстрым реакторам. Т. 2, 1968, стр. 177.
12. В. В. Бондаренко и др. Исследование полей тепловыделения в быстрых реакторах с поглощающими стержнями. Доклад SM-101/62. Симпозиум по физике быстрых реакторов. Карлсруэ, 1968.
13. А. И. Лейпунский и др. «Атомная энергия», 25, 403 (1968).

## Особенности конструкции и оптимизация модулятора реактивности реактора ИБР-2

В. Д. АНАНЬЕВ, Д. И. БЛОХИНЦЕВ, В. В. БОНДАРЕНКО, Ю. М. БУЛКИН, Е. Н. ВОЛКОВ,  
Г. И. ЖЕМЧУЖНИКОВ, В. П. ЗИНОВЬЕВ, Б. И. КУПРИН, В. С. ЛОБАНОВ, А. К. ПОПОВ,  
В. С. СМЕРНОВ, В. И. СОКОЛОВ, Ф. И. УКРАИНЦЕВ, И. М. ФРАНК, А. И. ХОПЕРСКИЙ,  
Н. А. ХРЯСТОВ, Е. П. ШАБАЛИН, Ю. С. ЯЗВИЦКИЙ

(Государственный комитет по использованию атомной энергии СССР)

В 1960 г. в Объединенном институте ядерных исследований введен в строй импульсный реактор на быстрых нейтронах ИБР [1]. Это реактор нового типа, генерирующий периодиче-

ские импульсы мощности длительностью несколько десятков микросекунд за счет механической модуляции реактивности. Сразу после пуска на ИБР начались физические эксперимен-