

СОСТОЯНИЕ РАБОТ ПО БЫСТРЫМ РЕАКТОРАМ В СССР

М.Ф. ТРОЯНОВ, А.А. РИНЕЙСКИЙ

Государственный Комитет по использованию
атомной энергии СССР,
Москва, СССР

Аннотация

В докладе изложено состояние работ по быстрым реакторам в СССР на начало 1987 года. Приводятся краткие сведения по развитию энергетики страны, включая атомную. Рассмотрено состояние работ по разработке и реализации проекта АЭС БН-800, по проектированию БН-1600. Обсуждаются некоторые результаты опыта эксплуатации экспериментальных реакторов БР-10, БОР-60, а также промышленных установок БН-350 и БН-600. Приведен обзор научно-исследовательских работ по физике и технике реакторов на быстрых нейтронах.

1. Развитие топливно-энергетического комплекса СССР в 1986 г.

По данным Центрального Статистического Управления СССР топливно-энергетическим комплексом страны в 1986 году произведено:

		1986 г. по отношению к 1985г.	
		%	
1.	Электроэнергия, млрд кВт.час	1599	104
2.	Нефть (включая газовый конденсат) млн.т	615	103
3.	Газ, млрд м ³	689	107
4.	Уголь, млн.т	751	103

В прошедшем году наращивались объемы добычи нефти с применением новых методов воздействия на пласт и бурение скважин. Дальнейшее развитие получила добыча угля открытым способом с применением прогрессивной техники непрерывного действия. Нарастивались также объемы добычи газа. Для транспортировки природного газа внедрялись высокопроизводительные агрегаты, обеспечивающие снижение расхода топлива. Для сокращения расхода топлива и энергии в народное хозяйство страны внедрялись энергосберегающие технологии. За прошедший год это позволило сократить энергоёмкость национального дохода на 1,6%.

Топливо-энергетический потенциал Советского Союза является надежным фундаментом дальнейшего развития народного хозяйства страны, важным экономическим и политическим фактором. В то же время в топливно-энергетическом комплексе в последние годы обозначился ряд особенностей, отражающихся в конечном счете в экономических факторах, которые оказывают большое влияние на формирование стратегических направлений дальнейшего развития электроэнергетики. Главнейшими из этих особенностей являются: некоторое несоответствие географии размещения перспективных запасов топлива и добычи его, с одной стороны, и основных потребителей топливно-энергетических ресурсов, с другой;

ухудшение экономических условий добычи топлива из-за необходимости освоения отдаленных северных и восточных районов, где размещены основные перспективные запасы топлива;

снижение объема добычи топлива на европейских топливных базах;

возрастание доли и абсолютных размеров затрат, необходимых для поддержания достигнутого уровня добычи органического топлива.

В сложившихся условиях наметились два главных направления топливно-энергетической политики на перспективу:

1. Ускоренная реализация энергосберегающих технологий.

2. Перестройка структуры топливно-энергетического баланса в направлении вытеснения нефтяного топлива, а также замещения органических видов топлива другими ресурсами, в том числе атомной энергией.

С учетом отмеченных особенностей на предстоящее пятилетие (1986-1990 г.г.) основную часть суммарного прироста электроэнергии по стране планируется обеспечить на атомных и гидравлических электростанциях. Таким образом предусматривается заместить более 80 млн.т условного топлива.

Для обеспечения запланированных объемов производства электроэнергии предусмотрено осуществить ввод в действие в 1986-1990 годах новых мощностей в размере 85,3 млн.кВт.

Атомная энергетика, несмотря на Чернобыльскую аварию, остается важным направлением в развитии отечественной энергетике. Конечно, будет учтен опыт происшедшего и приняты меры по обеспечению необходимой безопасности атомных энергоустановок. В текущем пятилетии развитие АЭС будет осуществляться главным образом на основе внедрения усовершенствованных реакторов типа ВВЭР-1000 мощностью 1 млн.кВт.

На начало 1987 года в Советском Союзе в эксплуатации находилось 45 энергоблоков суммарной электрической мощностью 30,1 млн. кВт. В 1986 г. были запущены в эксплуатацию 3 энергоблока мощностью 1 млн кВт каждый с реакторами водо-водяного типа (ВВЭР-1000) на следующих площадках:

- 3-ий блок Ровенской АЭС,
- 3-ий блок Запорожской АЭС,
- 2-ой блок Калининской АЭС.

В 1986 году авария на Чернобыльской АЭС привела к недовыработке электроэнергии на АЭС. С учетом происшедшего в годовые

планы могут быть внесены необходимые уточнения показателей по производству электроэнергии и вводу мощностей на тепловых и атомных электростанциях.

2. Проекты быстрых реакторов

2.1. Атомная электростанция БН-800

Проектная стадия завершена по всей АЭС. Реактор и основное оборудование принципиально не отличаются от используемого на БН-600. Можно считать, что все компоненты энергоблока, за исключением оборудования машинного зала (турбина, сепаратор-пароперегреватель, турбопитательный насос), прошли промышленную проверку на БН-600. Принципиальные решения по паротурбинной части проверены или на АЭС с тепловыми реакторами (например, сепараторы-пароперегреватели), или на ТЭС с органическим топливом (турбина.электрогенератор, электротехническое оборудование).

Реактор и оборудование натриевых контуров обоснованы соответствующими экспериментальными и расчетными исследованиями и переданы для изготовления промышленности. На заводе атомного машиностроения "Атоммаш" ведется подготовка к изготовлению корпуса реактора и другого оборудования.

В публикациях и докладах на международных конференциях, в том числе и на заседаниях МРГБЕР, подробно рассматривались конструкция реактора, тепловая схема АЭС, компоновочные решения, основные характеристики БН-800. В указанных материалах отмечалось, что по реактору и оборудованию первого контура в основном сохранены принципиальные решения БН-600. Наибольшие изменения произошли во втором-третьем контурах, включающем парогенераторы, натриевые насосы, пароэнергетическую часть.

На рис.1 показаны насосы II контура БН-600 и БН-800. Как уже сообщалось, во II контуре БН-600 был обнаружен значительный запас

Насосы II контура установок БН-600 (а)
и БН-800 (б)

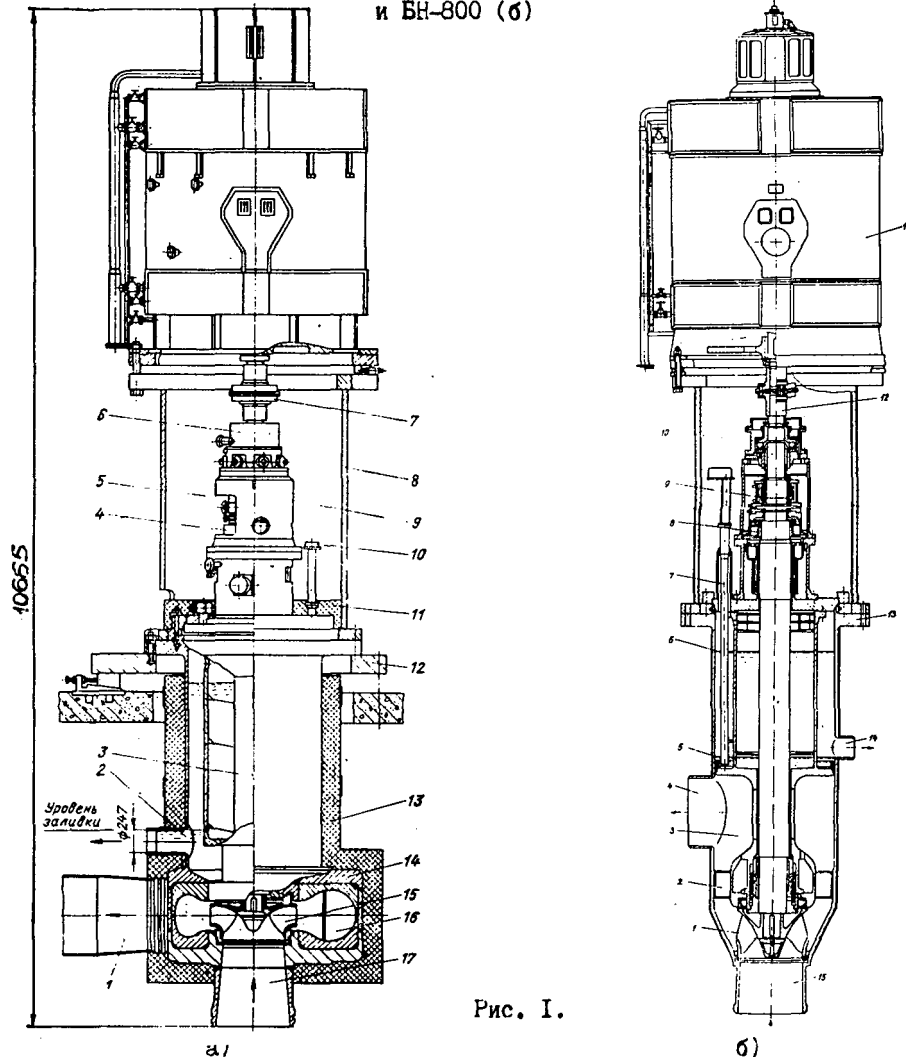


Рис. 1.

1-патрубок напорный; 2-патрубок слива протечек; 3-вал; 4-стояночное уплотнение; 5-уплотнение вала; 6-верхний подшипниковый узел; 7-муфта соединительная; 8-станина под электродвигатель; 9-выемная часть; 10-уровнемер; 11-теплоизоляция; 12-плита опорная; 13-электронагреватели теплоизоляции; 14-бак; 15-колесо рабочее; 16-улитка; 17-патрубок всасывающий

1-рабочее колесо; 2-направляющий аппарат; 3-напорный коллектор; 4-нагнетательный патрубок; 5-уровень заливки; 6-рабочий уровень; 7-уровнемер; 8-стояночное уплотнение; 9-уплотнение вала; 10-верхний радиально-осевой подшипник; 11-электродвигатель; 12-муфта; 13-бак; 14-патрубок слива протечек; 15-всасывающий патрубок

по напору насоса в связи с соответствующим завышением гидравлического сопротивления. Снижение напора насоса II контура БН-800 позволило применить рабочее колесо диагонального типа с односторонним входом, сваренное из двух частей: диска с лопатками и покрывного диска (рис.1). Отвод натрия от рабочего колеса в напорный коллектор 3 осуществляется через аксиальный лопаточный направляющий аппарат 2. Разработка новой проточной части позволила сократить диаметр бака насоса в области проточной части до 1500 мм и уменьшить в связи с этим массу насосного агрегата на 12 т.

Изменениям и усовершенствованиям, направленным на упрощение, повышение надежности и снижение материалоемкости, подверглось и другое оборудование установки. Данная стадия работы по установке БН-800 включает в себя организационные и научно-технические вопросы. Проходят согласование с контролирующими государственными организациями (Госатомнадзор, Пожарная инспекция) отдельные решения, связанные главным образом с безопасностью энергоблока. Расчетные исследования по безопасности охватывают широкий спектр отказов и неисправностей, могущих тем или иным образом повлиять на характеристики безопасности реактора.

Расчетные и экспериментальные исследования по активной зоне ведутся с целью уточнения нейтронно-физических и теплофизических характеристик, повышение глубины выгорания топлива. Несмотря на увеличение межкассетного зазора более чем в 2 раза (в БН-600 - 2 мм, в БН-800 ~ 5 мм) для восприятия распухания шестигранного тещла при больших флюенсах нейтронов, исследуются другие меры борьбы с распуханием с целью достижения глубоких выгораний. К последним относятся обоснование типа конструкционного материала и термомеханической обработки оболочек ТВЭЛов и ТВС, оптимизация рабочих параметров.

2.2. Атомная электростанция БН-1600

По АЭС БН-1600 закончена стадия проектных проработок по выбору и обоснованию принципиальных решений в рамках АППУ. В основном подтверждены предварительно выбранные решения:

- интегральная компоновка с 4-мя теплоотводящими петлями (4 насоса, 8 промежуточных теплообменников), расположенными в корпусе, диаметром ~ 19 м;
- две турбины на реактор;
- гидравлические и теплотехнические параметры в основном аналогичны БН-800.

Применительно к реактору БН-1600 с учетом его перспективы рассматриваются различные варианты активных зон: гомогенная и гетерогенная (с различными подвариантами), высоко- и низконапряженная с различными геометрическими характеристиками как собственно активной зоны, так и ТВЭЛов. Принимая во внимание перспективный характер разработок и то обстоятельство, что даже в течение срока службы одного реактора конъюнктура с ядерным горючим может резко измениться, перед разработчиками ставится задача разработать центральную часть реактора таким образом, чтобы можно было использовать как гомогенную, так и гетерогенную активные зоны.

3. Некоторые результаты опыта эксплуатации промышленных и экспериментальных быстрых реакторов

3.1. АЭС БН-600

Опыт более чем шестилетней эксплуатации атомной электростанции с реактором на быстрых нейтронах БН-600 рассматривается в целом как положительный. Оборудование энергоблока БН-600 освоено и работает надежно, что подтверждает правильность проектно-конструкторских решений по реактору интегрального типа и модульной концеп-

ции парогенератора. За время пуско-наладочных работ и эксплуатации АЭС выявилась необходимость внесения изменений в некоторые элементы и оборудование с целью их усовершенствования. Этот опыт используется при разработке проектов следующих реакторов.

На начало 1987 года реактор выработал $\sim 21,5$ млрд. кВт. час электроэнергии, в течение ряда лет атомная электростанция БН-600 работает с коэффициентом использования установленной мощности 72-74% и останавливается в основном только на перегрузку топлива (табл. I). Максимальное выгорание горючего в активной зоне составляет 7%, в отдельных опытных сборках достигнуто выгорание 9%. Пред-

Таблица I

Некоторые эксплуатационные характеристики
АЭС БН-600 за 1986 г. и с начала эксплуатации

№ п/п	Наименование	Размерность	с начала эксплуатации на 31.01.87	1985 г.	1986 г.
1.	Выработка электроэнергии.	млн. кВт. час	21527,8	3809,5	3861,1
2.	Расход электроэнергии на собственные нужды.	%	6,93	6,59	6,79
3.	Коэффициент использования установленной мощности.	%	61,43	72,48	74
4.	Коэффициент использования календарного времени.	%	72,86	74,70	77,11
5.	КПД блока.	%	40,60	41,61	41,51
6.	Число остановов блока.	шт.	53	3	4
7.	Число остановов петли.	шт.	41	4	3
8.	Средняя нагрузка блока.	МВт эл.	510	582	585

принимаются усилия, направленные на повышение выгорания топлива в активной зоне.

Одновременно с плановой эксплуатацией ведутся исследования, направленные на изучение фактических характеристик реактора, особенностей протекания переходных и аварийных режимов и оценки их влияния на работоспособность и ресурс основного реакторного оборудования. В результате выполненных работ усовершенствуются алгоритмы эксплуатационных режимов с целью повышения надежности, безопасности и технико-экономических показателей энергоблока.

За время эксплуатации были отработаны основные режимы пуска, останова и работы на стационарном уровне мощности, проведены испытания аварийных режимов, в том числе режимов срабатывания быстрой и медленной аварийных защит (БАЗ, МАЗ), отключения теплоотводящей петли.

При исследованиях было установлено, что действительный характер прохождения переходных и аварийных режимов более благоприятен, чем оценивалось на стадии проектирования. Это в конечном итоге позволило существенно упростить алгоритмы переключений на оборудовании при аварийных режимах. Основные изменения в аварийных и переходных режимах приводятся ниже.

Режимы БАЗ и МАЗ. По опыту эксплуатации реактора и исходя из проведенных сравнительных испытаний режимов БАЗ и МАЗ, принято решение отказаться от дальнейшего использования медленнодействующей аварийной защиты в связи с её недостаточной эффективностью при возникновении на реакторе существенных возмущений по мощности и расходу теплоносителя. Функции МАЗ возложены на быстродействующую защиту. В дальнейшем предполагается реализовать на реакторе режим экстренного снижения мощности при небольших и непостоянно действующих возмущениях, который находится в стадии разработки.

Режим быстродействующей аварийной защиты практически не терпел изменений, за исключением того, что частота вращения ГЦН I и II снижается в этом режиме по свободному выбегу, а не за счет автоматической системы управления частотой вращения ГЦН I и II контуров, предусмотренной проектом.

Режим пуска, останова и работы на заданном уровне мощности. По проекту предполагалось, что частоты вращения ГЦН I, II будут плавно изменяться при пуске установки с 250 до 970 об/мин при изменении мощности от 25 до 100% ном. Для начальной стадии эксплуатации было принято, что до уровней мощности 65% ном насосы I, II контуров работают при постоянных частотах вращения соответственно 700 и 500 об/мин, обеспечивая 70% расхода теплоносителя по петлям. На мощности реактора выше 65% расходы теплоносителей должны изменяться в соответствии с изменением мощности реактора. Такой алгоритм пуска позволял поэтапно осваивать параметры активной зоны и технологических контуров.

В дальнейшем указанному алгоритму пуска было отдано предпочтение и он принят в качестве штатного.

Для обеспечения пусковых режимов и режимов переменной нагрузки блока в насосных агрегатах I и II контуров используется система автоматического регулирования частоты вращения. По опыту эксплуатации реактора использование этой системы было ограничено и сейчас насосные агрегаты эксплуатируются на номинальных уровнях мощности реактора с отключенной автоматической системой управления частотой вращения ГЦН. Решающими факторами для принятия такого решения явились устойчивая работа реактора на номинальном уровне мощности в базовом режиме и отсутствие необходимости в частом маневрировании, что позволило переориентироваться на дистанционное управление частотой вращения ГЦН.

Выявленные при эксплуатации резервы в теплопередающих поверхностях оборудования теплоотводящих петель позволили:

- работать на номинальной мощности петли при отключении секции парогенератора;
- повысить мощность реактора с 67%N ном до 70%N ном при работе олока на двух петлях;
- несколько повысить электрическую мощность блока (615 МВт (эл) при 600 по проекту).

Экстренное снижение мощности реактора в режиме отключения одной из трех работающих петель блока осуществляется сбросом специального стержня. Исследования на реакторе показали, что в сбросе специального стержня нет необходимости до уровня мощности 50%N ном, с понижением мощности удовлетворительно справляются штатные регуляторы нейтронной мощности.

Режимы подключения теплоотводящей петли на мощности реактора.

В течение прошедшего периода осуществлялись расчетно-экспериментальные исследования по подключению петли на мощности реактора 20+25%N ном при суммарной электрической нагрузке блока 90+100 МВт электрических по непроектному алгоритму. Они подтвердили правильность принятого направления разработки режима, обеспечение при проведенных испытаниях всех пределов и условий нормальной эксплуатации блока. После опытной эксплуатационной проверки разработанного алгоритма и подтверждения выполнения условий нормальной эксплуатации оборудования во всех проведенных в это время подключениях петли на мощности реактора, указанный режим был принят в качестве штатного и введен в инструкцию по эксплуатации реактора.

Реализация алгоритма подключения петли на мощности реактора принесла ощутимые технико-экономические преимущества:

- реактор при подключении петли не расхолаживается с рабочих уровней температур до сравнительно низких ($230+250^{\circ}\text{C}$), в холодной ветви петли температуры практически не меняются, на выходе из реактора температуры при подключении снижаются до $410+420^{\circ}\text{C}$;
- выигрыш в выработке электроэнергии при подключении петли составляет 500000 кВт-час электроэнергии на одно подключение.

Существуют реальные технические предпосылки увеличения уровня мощности реактора в режиме подключения петли, что в большей степени позволит улучшить экономические аспекты эксплуатации энергоблока.

Режим аварийного расхолаживания реактора естественной циркуляцией теплоносителя в I и II контурах. Аварийное расхолаживание реактора БН-600 предусматривается при любых исходных событиях, включая потерю системного электроснабжения, за счет работы циркуляционных насосов на малых частотах вращения от надежного источника электроснабжения - дизель-генераторной станции. В настоящее время закончена серия экспериментов по исследованию режима естественной циркуляции (ЕЦ) в натриевых контурах, который рассматривался и рассматривается как резерв повышения безопасности реактора.

Эксперименты по исследованию режимов ЕЦ были направлены на определение допустимых уровней мощности реактора, надежности и устойчивости естественной циркуляции.

Первый эксперимент, проведенный на сравнительно низком уровне мощности, оказался не представительным - он не показал устойчивой естественной циркуляции натрия во втором контуре, хотя в первом контуре естественная циркуляция натрия развивалась нормально. Последнее было объяснено низким исходным подогревом теплоносителя в теплообменнике и неудовлетворительным регулированием расхода питательной воды через парогенераторы.

Следующий эксперимент был сделан при увеличенном начальном подогреве натрия во втором контуре. Он проводился на одной теплоотводящей петле и показал наличие устойчивой естественной циркуляции натрия во втором контуре. При этом расход достигал 15% номинального значения.

Для имитации условий, близких к реальным, был проведен эксперимент по переходу на естественную циркуляцию при исходных подогревах натрия в I и II контурах $\sim 120^{\circ}\text{C}$ и при поддержании в ходе эксперимента мощности реактора на уровне $I+2\%$ от номинальной. В обоих контурах установилась устойчивая естественная циркуляция теплоносителя с расходами: в первом контуре $\sim 3\%$, во втором $\sim 6\%$ от номинального.

В последнем эксперименте был проведен останов блока с мощности 50% от номинальной с переходом на естественную циркуляцию в I и II контурах. Исходный подогрев натрия в активной зоне реактора составлял 140°C . В работе находились все три петли теплообмена. Результаты эксперимента расцениваются как положительные: в I и II контуре была получена устойчивая естественная циркуляция теплоносителя. В ходе эксперимента снова проявилась зависимость устойчивости естественной циркуляции во II контуре от качества регулирования расхода питательной воды в парогенераторах.

Проведенный комплекс расчетно-экспериментальных работ по исследованию естественной циркуляции на установке, полученное подтверждение наличия устойчивой ЕЦ в натриевых контурах в натуральных условиях позволили приступить в настоящее время к обсуждению возможности использования режимов ЕЦ в различных режимах: режиме перегрузки и отвода остаточных тепловыделений, режиме подключения петли, аварийном расхолаживании в режиме обесточивания с наложением отказов в системе надежного электроснабжения. Использование ре-

жимов естественной циркуляции расширяет эксплуатационные возможности и повышает безопасность реактора.

Таким образом, на основе проведенных испытаний и исследований, анализа опыта эксплуатации энергоблока в режиме работы реактора БН-600 были внесены определенные изменения и усовершенствования, направленные на повышение экономичности, надежности и безопасности реактора, упрощения его эксплуатации:

- исключена медленнодействующая аварийная защита;
- упрощены алгоритмы пуска и останова реактора, системы его автоматики;
- разработан и введен штатный алгоритм подключения петли теплообмена на мощности реактора;
- получены положительные результаты по исследованию естественной циркуляции в натриевых контурах, позволившие перейти к практическому применению ЕЦ в отдельных режимах.

Как уже отмечалось, оборудование блока работает удовлетворительно. Эксплуатационным персоналом с участием разработчиков изучается опыт эксплуатации систем и оборудования установки. В настоящее время обработана информация по парогенераторам.

В таблице 2 приведены некоторые итоговые статистические характеристики по работоспособности парогенераторов установки БН-600 с момента ввода в эксплуатацию. Течи имели место в основном на начальном этапе, когда могли проявиться технологические дефекты.

Из приведенных в таблице 2, в двух случаях выполнены ремонты заглушением труб: в испарителе были заглушены две трубки в перегревателе - семь трубок. В остальных случаях течи в модулях перегревателей ОП и III вызвали, вне зависимости от количества попавшей воды, коррозионное растрескивание как части трубок, так и трубной доски в области негерметичных трубок (или негерметичной задел-

Таблица 2

Характеристика течей в модулях парогенераторов АЭС БН-600

Данные по течам	Модуль									
	III	OP	III	OP	OP	III	OP	И*	III*	
Наработка на отказ, часы	1000	968	1145	1454	950	1640	4019	26032	14512	
Электрическая мощность блока в момент течи, МВт	270	-	313	362	332	210	550	240	600	
Температура натрия на входе и выходе ПГ, °С	460/300	460/299	465/300	468/298	460/229	401/300	500/301	510/305	510/305	
Температура пара, °С	440/432	-	450/453	461/453	456/447	307/187	490/483	504/497	506/496	
Скорость течи, г/с	0,02-6	0,1-0,615	0,09-15	0,2-0,3	0,006-0,23	140	250	0-3	0,02	
Количество воды, попавшей в контур натрия, кг	40	17,9	7	0,18	0,78	40	20,3	1,8	0,75	

* Модули отремонтированы после глушения трубок, имеющих подозрение на течь

ки трубки в трубную доску). Такие модули восстановительному ремонту не подвергались в связи с опасением не обеспечить полное удаление дефектов и повреждений. Была разработана и реализована технология их разборки таким образом, чтобы можно было повторно использовать максимальное количество элементов при изготовлении резервных модулей.

3.2. Установка БН-350

Реактор стабильно работает на мощности 750 МВт, которая используется для выработки электроэнергии и опреснения морской воды. В следующем году исполнится 15 лет со дня пуска установки. Оборудование натриевых контуров существенно превысило проектный ресурс и продолжает успешно работать (см. таблицу 3 по парогенераторам).

Таблица 3

Наработка парогенераторов АЭС БН-350

составила (по состоянию на 1.07.1986 г.)

№	Наработка, часы	
	Испаритель	Пароперегреватель
ПГ		
ПГ-1	78800	87000
ПГ-2	71400	84000
ПГ-3	74700	82000
ПГ-4	27300	27300
ПГ-5	43100	43100
ПГ-6	79500	80500

На реакторе ведутся экспериментальные исследования по конструкционным и топливным материалам активной зоны для разрабатываемых реакторов.

Штатные тепловыделяющие сборки обеспечивают пиковое выгорание 9%.

Как и для БН-600, обработаны результаты эксплуатации парогенераторов (таблица 4). Парогенераторы БН-350 демонстрируют хорошие характеристики ремонтоспособности.

3.3. Реактор БОР-60

Реактор БОР-60 в основном выполняет материаловедческие функции. В нем проводится широкая программа по исследованию конструкционных и топливных материалов активной зоны, облучаются макеты ТВС энергетических реакторов.

На установке БОР-60 реализуется программа отработки технологии и испытания твэлов с виброуплотненным смешанным топливом.

Таблица 4

Эксплуатационные характеристики
парогенераторов БН-350 после
капитального ремонта

№ п/п	Дата ввода в эксплуатацию после кап. ремонта	Наработка до потери герметичности испарителя, час	Количество заглушенных труб	Общее количество заглушенных труб
ПГ-1	11.1974	-	-	-
ПГ-2	08.1975	960	25	25
ПГ-3	08.1975	-	-	-
ПГ-4	04.1973*)	38500	I	I
ПГ-5	02.1975**)	240	жк)	жк)
		35700	30	75
ПГ-6	01.1975	70100	45	

*) Парогенератор не подвергался капитальному ремонту. Безаварийно работал до 1982 г., после чего был демонтирован для коррозионно-механических исследований металла и заменен парогенератором производства ЧССР.

***) Парогенератор демонтирован после крупного повреждения трубного пучка в испарителе, и в 1980 году на его месте смонтирован парогенератор производства ЧССР.

Таблица 5

Основные параметры реактора БОР-60

Характеристика	Год работы			
	1983	1984	1985	1986
1. Коэффициент использования	0,61	0,71	0,73	0,79
2. Число выгружаемых ТВС, шт.	32	25	28	26
3. Усредненное по выгруженным ТВС максимальное выгорание топлива, %	6,9	9,8	11,5	12,1
4. Характерная мощность реактора, МВт	44	50	53	53
5. Выработка тепловой энергии за I кампанию, МВт·ч, 10 ³	82	110	120	130

В последние годы постепенно возрастал коэффициент использования установки. При этом удалось добиться рекордной продолжительности работы реактора на мощности: более 3 месяцев при мощности реактора 53 МВт.

Увеличение мощности и продолжительности работы реактора стало возможным благодаря:

- использованию стержней компенсации выгорания топлива повышенной эффективности, что привело к увеличению оперативного запаса реактивности;

- улучшению характеристик теплотехнического оборудования второго и третьего контуров реактора.

Одной из задач установки БОР-60 является испытание крупномасштабных (до 30 МВт) образцов парогенераторов (ПГ) натрий-вода, разрабатываемых для промышленных АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. Объем и характер технологических, теплогидравлических и других исследований определяется особенностями конкретной испытываемой модели и возможностями оснащения её различными измерительными датчиками.

Режимы испытания моделей ПГ на БОР-60 ограничены параметрами эксплуатации второго и третьего контуров установки и поэтому по некоторым параметрам (давление пара, температура горячего натрия, рН питательной воды) несколько отличаются от параметров промышленных установок. Несмотря на эти отличия, длительные испытания моделей в условиях, максимально приближенных к условиям промышленных АЭС, позволяют проверить работоспособность, надежность и безопасность конструкции, определить оптимальные стационарные, пусковые и аварийные режимы работы ПГ, проверить системы, обеспечивающие безопасную работу ПГ, и уточнить их характеристики.

С момента пуска на установке испытано три модели парогенераторов. Характеристики парогенераторов, прошедших испытания в период 1981-1986 г.г., приведены в таблице 6. В их числе модели эксплуатирующихся сейчас на установке БН-350 парогенераторов "Надежность" (чехословацкого производства) и парогенераторов ПГН-200М установки БН-600.

В настоящее время испытывается четвертая модель - парогенератор обратного типа ОПГ-I (с натрием в трубках и паром-водой в межтрубном пространстве), разработанный совместно СССР и ЧССР. С сентября 1982 года парогенератор работает на проектной мощности 28 МВт.

Таблица 6

Характеристики парогенераторов, испытываемых на БОР-60

Параметр	Секционный ПГ-2 (модель ПГ БН-600)		Обратный микро- модульный ОПГ-I	
	Проект	раб.	Проект	раб.
Начало испытаний	-	1978	-	1981
Время испытаний, ч	-	15160	-	24000
Вес, т	-	29,5	-	28,5
Материал труб:				
испарителя	-	IX2M	-	IX2M
пароперегревателя	-	XI8N9	-	IX2M
Тепловая мощность, МВт	20	20-25	28	28
Температура питательной воды, °С	190	200	210	200-204
Температура перегретого пара, °С	450	450	475	435-440
Давление пара, МПа	10	9	10	9
Расход натрия, т/ч	400	400	400	420
Температура натрия, °С				
на выходе	300	300	300	285
на входе	450	450	500	460-470
Тепловой поток, МВт/м				
средний	0,1		0,160	
максимальный	0,9		0,45	

К настоящему времени парогенератор безаварийно проработал в режиме генерации пара 24000 часов. Парогенератор прост в эксплуатации, устойчиво работает на различных уровнях мощности от 10 до 100%. За время его работы не произошло существенных изменений температурных разверок по секциям парогенератора. Однако к середине 1984 года стало заметным некоторое ухудшение теплопередающих характеристик парогенератора, выразившееся в том, что для передачи той же тепловой мощности потребовался больший температурный напор. Оценки показали, что имеет место загрязненность теплопередающей поверхности.

В следующем году вторая петля установки БОР-60 будет подготовлена к монтажу новой модели парогенератора обратного типа с улучшенными технико-экономическими характеристиками.

3.4. Реактор БР-10

Продолжается эксплуатация установки БР-10 на номинальной мощности. На реакторе проводится облучение образцов различных типов конструкционных материалов, а также топлив. В течение 3-х лет реактор работает на нитридном топливе, выгорание которого в 1986 году составило 5,35%. Разгерметизаций твэлов по газу и топливу не замечено. Ведется облучение твэлов с искусственными дефектами. Исследуются вопросы распределения активности в реакторе и по контуру, системы локализации дефектных твэлов. Весьма успешно работают электромагнитные насосы в первом и втором контурах.

Вместе с Институтом медицинской радиологии Министерства здравоохранения СССР ведется лечение с помощью нейтронной терапии онкологических больных на пучке быстрых нейтронов реактора БР-10. С ноября 1985 года проведено лечение 21 пациента. Метод дает положительные результаты.

4. Научно-исследовательские работы по физике и технике быстрых реакторов.

4.1. Исследования по физике

Изучение моделей быстрых реакторов на критстенде БФС-2. С 1985 года на стенде БФС-2 исследуется модель быстрого реактора с аксиальной прослойкой из металлического урана толщиной 22 см (БФС-50). Ранее сообщалось, что начат первый этап исследований, в которых изучается урановая активная зона. Было реализовано последовательно три варианта сборки: БФС-50-1 - сборка с невозмущенной активной зоной и соответственно минимальными критическими размерами, БФС-50-2 - в активной зоне 13 макетов тильз органов регулирования (натрий и сталь), БФС-50-3 - добавлены 18 наполовину введенных в активную зону макетов стержней-компенсаторов. Изучались эффективности одиночных макетов стержней и их групп, а также распределения скоростей реакций деления малогабаритными ионизационными камерами с изотопами уран-235, уран-238, плутоний-239 по высоте и радиусу сборки.

Предварительное сравнение результатов экспериментов и расчетов не показало достаточно заметного расхождения (более 5%) практически во всем изучаемом диапазоне реактивности.

Что касается распределений скоростей реакций деления, то для урана-235 и плутония-239 в области центра активной зоны согласие не хуже 2%, и расхождение несколько увеличивается к периферии (до 5%). Для урана-238 наблюдается некоторое систематическое занижение расчетных данных (на несколько процентов) для активной зоны (по высоте), а также заметны расхождения (в 7+10%) в центральной плоскости и вблизи экранов.

Перекося нейтронного поля по высоте сборки БЭС-50-3, возникающий за счет асимметричного введения поглощающих участков макетов стержней-компенсаторов, оказался выше (на 4+6%) расчетного.

В настоящее время осуществляется переход к сборке БЭС-50-4, в которой в отличие от предыдущей поглотитель в макетах стержней-компенсаторов введен на всю высоту активной зоны.

Эксперименты по проверке и уточнению групповых констант. Проведены измерения на серии простых однозонныхборок с уран-плутониевым оксидным топливом БФ-49-1, 49-2, 49-3 и 49-4. Получены данные о величинах $K_{эф}$, отношениях скоростей реакции основных элементов, входящих в составборок, и отношениях центральных коэффициентов реактивности при последовательном доавлении натрия, графита и полиэтилена. На этих же сборках выполнена программа изучения поглощения нейтронов продуктами деления. Исследовано 17 из 30 важнейших нуклидов-осколков деления.

На стенде "Кобра" проведены исследования на сборке КБР-II (со спектром, близким спектру реактора БН-1600), состоящей из урана и нержавеющей стали.

Проводились исследования на сборке КБР-I2, содержащей сталь без никеля. Результаты этих экспериментов и проведенных ранее показали, что среднее поглощение нейтронов нержавеющей сталью предсказывается в расчетах с использованием констант БНАБ-78 с погрешностью не более $\pm 10\%$ в реакторах как с жесткими, так и мягкими спектрами нейтронов.

Указано на необходимость уменьшить примерно на 15% среднее сечение захвата никеля в константах БНАБ-78 (на спектре реактора БН-1600).

Завершены эксперименты по определению сечений увода (под порог деления урана-238) для урана, нержавеющей стали и её основных

компонентов: железа, никеля, хрома и молибдена. Измерялись пропускания нейтронов точечного источника Cf-252, располагавшегося внутри сферических образцов исследуемых материалов. Камера деления с электродами сферической формы располагались вблизи наружной поверхности сферических образцов.

Анализ полученных данных показал, что расчеты по константам БНАБ-78 предсказывают сечения увода под порог деления урана-238 для нержавеющей стали с погрешностью, не превышающей погрешностей эксперимента ($\sim 3\%$). Для отдельных компонентов стали (железа, никеля) расхождения расчетных и экспериментальных сечений увода выходит за погрешности эксперимента.

Исследования на энергетических реакторах. На реакторе БН-350 завершена программа нейтронно-физических исследований на вставке из ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом.

Вставка располагалась в зоне малого обогащения на границе с зоной большого обогащения. Были проведены измерения пространственных распределений скоростей реакций деления и захвата для важнейших делящихся изотопов в реакторе перед постановкой в него вставки, затем те же эксперименты были проведены в реакторе со вставкой. Внутри ТВС, расположенной в центре вставки, были измерены также отношения сечений деления урана-238, плутония-239 и захвата урана-238 к сечению деления урана-235. Эти же отношения были измерены в урановой ТВС, стоящей в той же ячейке реактора без вставки.

Расчетный анализ экспериментов проводился с использованием трехмерной программы TRIGEX и системы констант БНАБ-78.

Проведенные исследования показали, что пространственные распределения скоростей реакций предсказываются с использованием современных расчетных методов с погрешностями не более 4% (экспериментальная погрешность $\pm 2\%$) даже при наличии в реакторе таких сильных

возмущений, как вставка из ТВС смешанного топлива. Отношения скоростей основных реакций, определяющих баланс нейтронов в реакторе σ_c^s/σ_f^s , σ_f^s/σ_f^r , σ_c^s/σ_f^r в активной зоне согласуются с расчетными в пределах экспериментальных погрешностей, составляющих 3-4% как для урановых ТВС, так и для центральной ТВС вставки со смешанным топливом.

После завершения кампании отработавшие твэлы центральной ТВС вставки и образцы-свидетели, облучавшиеся в ней, были подвергнуты радиохимическим анализам с использованием радиометрических и масс-спектрометрических методов.

В результате исследований получены отношения сечения захвата и деления $\text{Pu } -239$ и другие характеристики воспроизводства зоны с уран-плутониевым топливом, проведен расчетный анализ данных. Продолжались облучения образцов конструкционных и делящихся материалов в реакторах БН-350 и БН-600 с целью получения данных об их сечениях на реакторных спектрах нейтронов.

4.2. Исследования по технике

4.2.1. Распухание карбида бора

Проведены электронно-микроскопические исследования микроструктуры карбида бора после облучения в реакторе БН-350 при температуре 350-370°C до выгорания ~2,8% бора. При анализе микроструктуры обнаружено несколько типов дефектов, проявляющих разный тип контраста при различных условиях изображения. Установлено, что всего лишь 20% вакансий бора и 5% атомов гелия формируют разрешаемые в электронном микроскопе поры размером 0,7-4 нм. Относительный объем всех дефектов составил лишь 1,1% и не объяснил наблюдаемое микроскопическое увеличение объема блочков карбида бора на 1,7-2,6%, полученное по результатам линейных измерений. По-види-

мому, основной вклад в распухание карбида бора, облученного при указанных условиях, вносят точечные дефекты или их комплексы с участием атомов гелия и лития.

4.2.2. Коррозия теплопередающих труб парогенераторов

Проводятся комплексные исследования влияния температурного режима парогенерирующей трубы на состояние поверхности теплообмена. Получены данные об отложениях на ней. Отмечено язвенное повреждение поверхности в районе кризиса теплоотдачи. Металлографические исследования этого района показали, что происходит частичный распад перлитной фазы на феррит и карбиды. Образование оксидных пленок, перегрев металла и изменение его структуры способствуют усилению коррозии под пленкой. Исследования проводились на стенде.

4.2.3. Исследование течей воды в натрий в обратном парогенераторе

Проведены экспериментальные и теоретические исследования развития процессов при возникновении течи воды в натрий в обратном парогенераторе (натрий в трубках, вода в межтрубном пространстве). Получено, что в обратном парогенераторе развитие дефекта, связанного с возникновением малой течи, происходит значительно медленнее, чем в парогенераторах традиционной конструкции. На определенной стадии аварийного процесса натрий вытесняется из аварийной трубы, в результате чего прекращается разрушение стенки теплопередающей трубки. Благодаря этому при разработке систем аварийной защиты обратного парогенератора, по-видимому, можно несколько упростить систему обнаружения течи и отказаться от быстрого действия арматуры без снижения надежности предотвращения перехода малой течи в большую.