

Развитие работ по быстрым реакторам в СССР

КАЗАЧКОВСКИЙ О. Д.

УДК 621.039.526

Начало работ по быстрым реакторам в СССР относится к 1949 г., когда научным руководителем Физико-энергетического института А. И. Лейпунским впервые была высказана идея о возможности расширенного воспроизводства ядерного горючего на быстрых нейтронах. Основная часть исследований по проблеме с самого начала была сосредоточена в Обнинске. По мере развития исследований к участию в работах все шире привлекались и другие институты и организации (с сохранением руководящей и координирующей роли за Физико-энергетическим институтом).

На первом этапе основные усилия были направлены на изучение физики и развитие теории быстрых реакторов, на разработку методов их расчета. Большое внимание уделялось измерению микроскопических параметров взаимодействия быстрых нейтронов с веществом с помощью ускорителей. Общей трудностью в этих измерениях, как правило, было наличие фона рассеянных, замедлившихся нейтронов, оказывающих в силу специфики взаимодействия особо сильное искажающее влияние на результат. Для получения надежных данных потребовалось создание специальных прецизионных методов эксперимента. Были измерены в необходимом диапазоне энергий нейтронов сечения упругого и неупругого рассеяния, радиационного захвата, деления. Тщательно изучен сам процесс деления и измерена зависимость спектра и числа вторичных нейтронов от энергии падающих нейтронов. Развита теория взаимодействия быстрых нейтронов с ядрами позволила экстраполировать экспериментальные результаты на те области, где измерения не могли быть выполнены.

Экспериментальное изучение физики реакторов проводили главным образом на физических реакторах БР-1, БР-2, а затем и на БФС-1, БФС-2. Основные параметры этих реакторов приведены в табл. 1.

В экспериментах обстоятельно изучены особенности физики быстрых реакторов и проведены соответствующие сравнения с теорией. Результаты исследований дали возможность проверить разработанные методы расчета реакторов для разных конкретных условий, а также уточнить значения ядерно-физических констант. В итоге созданы многогрупповые системы констант, пригодные для использования во всех

имеющих практический смысл расчетах. Показано, что развитые методы расчета позволяют хорошо определять такие основные характеристики реактора, как критическая масса, распределение тепловыделения, запас реактивности и пр. В большинстве случаев вполне достаточным оказывается сравнительно простое многогрупповое диффузионное приближение. Хорошее согласие расчетных и экспериментальных характеристик было продемонстрировано впоследствии для всех запускаемых реакторов.

Точность определения коэффициента воспроизводства в физических экспериментах в силу ряда специфических причин оказывается недостаточно высокой. Следует, однако, отметить, что эксперимент для физических реакторов дает весьма большое превышение коэффициента воспроизводства над единицей, существенно большее, чем погрешность опыта. Экстраполяция на крупные промышленные реакторы с плутониевым горючим сохраняет значение коэффициента воспроизводства, уверенно превосходящее единицу. Таким образом, идея о расширенном воспроизводстве ядерного горючего в быстрых реакторах в результате физических исследований на первом этапе нашла свое подтверждение.

Одновременно с работами по физике проводили вариантные проектно-конструкторские разработки промышленных АЭС с быстрыми реакторами большой мощности. Исследованы, в частности, возможности применения таких теплоносителей, как натрий, натрий — калий, сви-

Физические реакторы

Таблица 1

Параметры	БР-1	БР-2	БФС-1	БФС-2
Тепловая мощность, Вт	10	100 000	100	1000
Количество ^{235}U , кг	—	—	1000	2000
Количество плутония, кг	12	14	140	—
Теплоноситель	—	Ртуть	—	—
Место расположения	Обнинск	Обнинск	Обнинск	Обнинск
Год пуска	1955	1956	1961	1971

нец — висмут, гелий. В результате показана принципиальная техническая осуществимость подобных АЭС. При этом выявилось, что наиболее перспективно использование в качестве теплоносителя жидкого натрия.

Работы по освоению жидкометаллического теплоносителя по существу пришлось начинать с нуля. В первую очередь были созданы различные стенды и установки для теплофизических и гидродинамических исследований. При этом высокие качества расплавленного натрия как теплопроводящей среды получили достаточное экспериментальное подтверждение. Затем последовали технологические исследования и разработки теплообменного оборудования, арматуры, центробежных и электромагнитных насосов для работы в различных условиях. Были созданы приборы, позволяющие надежно измерять необходимые параметры жидкометаллического натриевого контура (расходомеры, уровнемеры, датчики давления). Отработаны фильтры — холодные ловушки для улавливания кислорода, проникающего в натрий в тех или иных технологических операциях.

Оборудование и приборы испытывались на технологических натриевых стендах и экспериментальных быстрых реакторах БР-5 и БОР-60, созданных для выполнения широкой программы исследований. Основные характеристики этих реакторов приведены в табл. 2.

Стендовые и реакторные испытания показали весьма хорошую технологичность жидкометаллического теплоносителя. Натрий хорошо совместим с большинством конструкционных материалов. Практически нет никаких коррозионно-эрозионных проблем при использовании в натриевых контурах нержавеющей аустенитных

сталей вплоть до температур 600—700° С. Более того, жидкий натрий показал хорошую совместимость и с материалами топливных композиций. Специальные эксперименты с дефектными твэлами в реакторах показали, что выноса топлива при этом не происходит, а радиоактивность теплоносителя остается на допустимом уровне.

Натрий обладает высокой температурой кипения, заведомо большей, чем рабочая температура в реакторе. Поэтому в отличие от водяного теплоносителя здесь не требуются высокие давления. Рабочее давление в натриевом теплоносителе определяется практически только гидродинамическим сопротивлением тракта и не превосходит 10 *атм*. Нет необходимости заботиться о поддержании кондиции натрия в процессе эксплуатации контуров, как это, например, делается при водном химическом режиме в водо-водяных реакторах. Вся химия натрия практически полностью обеспечена работой периодически включаемых холодных ловушек. Содержание примесей при этом остается в любом случае заведомо внутри допустимого диапазона.

Созданное основное оборудование: насосы, теплообменники, а также парогенераторы — показало хорошую работоспособность и возможность его эксплуатации в натрии без ревизии и ремонта в течение десятков тысяч часов.

Вследствие особенностей взаимодействия быстрых нейтронов с веществом критической масса быстрого реактора в среднем оказывается существенно больше критической массы теплового реактора той же мощности. При этом концентрация ядерного горючего в твэлах быстрых реакторов (обогащение) в несколько раз выше, чем в твэлах тепловых реакторов. В связи с этим для обеспечения хорошей эффективности использования ядерного горючего плотность тепловыделения в активной зоне быстрого реактора должна быть достаточно высокой, а выгорание горючего в твэлах значительно более глубоким, чем в твэлах тепловых реакторов.

Уже при эксплуатации реактора БР-5 была уверенно продемонстрирована возможность поддержания столь высокой плотности тепловыделения (500 *квт* на 1 л активной зоны). В реакторе БОР-60 эта величина достигает еще более высокого значения — 1000 *квт* на 1 л активной зоны. В массовых испытаниях твэлов из двуокиси урана (и двуокиси плутония) на БР-5 достигнуто выгорание порядка 50 тыс. *Мвт/сутки* на 1 *т*; на БОР-60—100 тыс. *Мвт/сутки* на 1 *т*. Достигнутые показатели вполне отвечают условиям эффективного использования ядер-

Экспериментальные реакторы

Таблица 2

Параметры	БР-5	БОР-60
Тепловая мощность, <i>Мвт</i>	5	60
Электрическая мощность, <i>Мвт</i>	—	12
Загрузка ²³⁵ U, <i>кг</i>	100	150
Загрузка плутония, <i>кг</i>	55	—
Выгорание, %	5	40
Температура натрия на выходе из реактора, °С	500	530
Температура пара, °С	—	490
Давление пара, <i>атм</i>	—	90
Место расположения	Обнинск	Димитровград
Год пуска	1959	1969

ного горючего в промышленных быстрых реакторах.

Сечения взаимодействия быстрых нейтронов с ядрами весьма малы. Например, сечения деления оказываются в сотни раз меньше, чем для тепловых нейтронов. Поэтому нейтронные потоки в быстрых реакторах по интенсивности на два порядка превосходят потоки нейтронов в тепловых реакторах. Высокая интенсивность облучения при этом существенно сказывается на свойствах конструкционных материалов в активной зоне, а также вне ее и приводит к появлению качественно новых эффектов (высокотемпературное охрупчивание, вакансионное распухание). Специальные исследования и весь опыт эксплуатации БР-5 и БОР-60 показывают, что, хотя с этими эффектами и приходится считаться, они не вызывают каких-либо принципиальных затруднений в работе.

Полученные обнадеживающие результаты позволили в предыдущем десятилетии перейти к следующему этапу — разработке и созданию опытно-демонстрационных АЭС с быстрыми реакторами БН-350 и БН-600. Задачей этих установок является комплексная отработка основных узлов и оборудования крупных энергетических быстрых реакторов, изучение особенностей использования натриевого теплоносителя в промышленном масштабе, определение оптимальных проектно-конструкторских решений. Одним из важных вопросов, в частности, является сравнительное изучение возможностей двух различных компоновочных концепций: петлевой (БН-350) и интегральной (БН-600). Основные характеристики опытно-демонстрационных реакторов приведены в табл. 3.

Как показали пусковые работы и исследования, выполненные в процессе энергетического пуска на реакторе БН-350, характеристики реактора хорошо соответствуют расчетным значениям. Системы управления и перегрузки работают практически без отклонений.

Общее количество используемого в БН-350 натрия составляет ~1000 т. Для сравнения можно указать, что количество натрия в БР-5 измеряется тоннами, а в БОР-60 — десятками тонн. Несмотря на такое увеличение масштаба, натриевые системы и на БН-350 показали высокую работоспособность и надежность. Все оборудование первого (радиоактивного) и второго (нерадиоактивного) контуров работает нормально.

В принципе потенциальным недостатком натриевого теплоносителя является его химическая активность при взаимодействии с кисло-

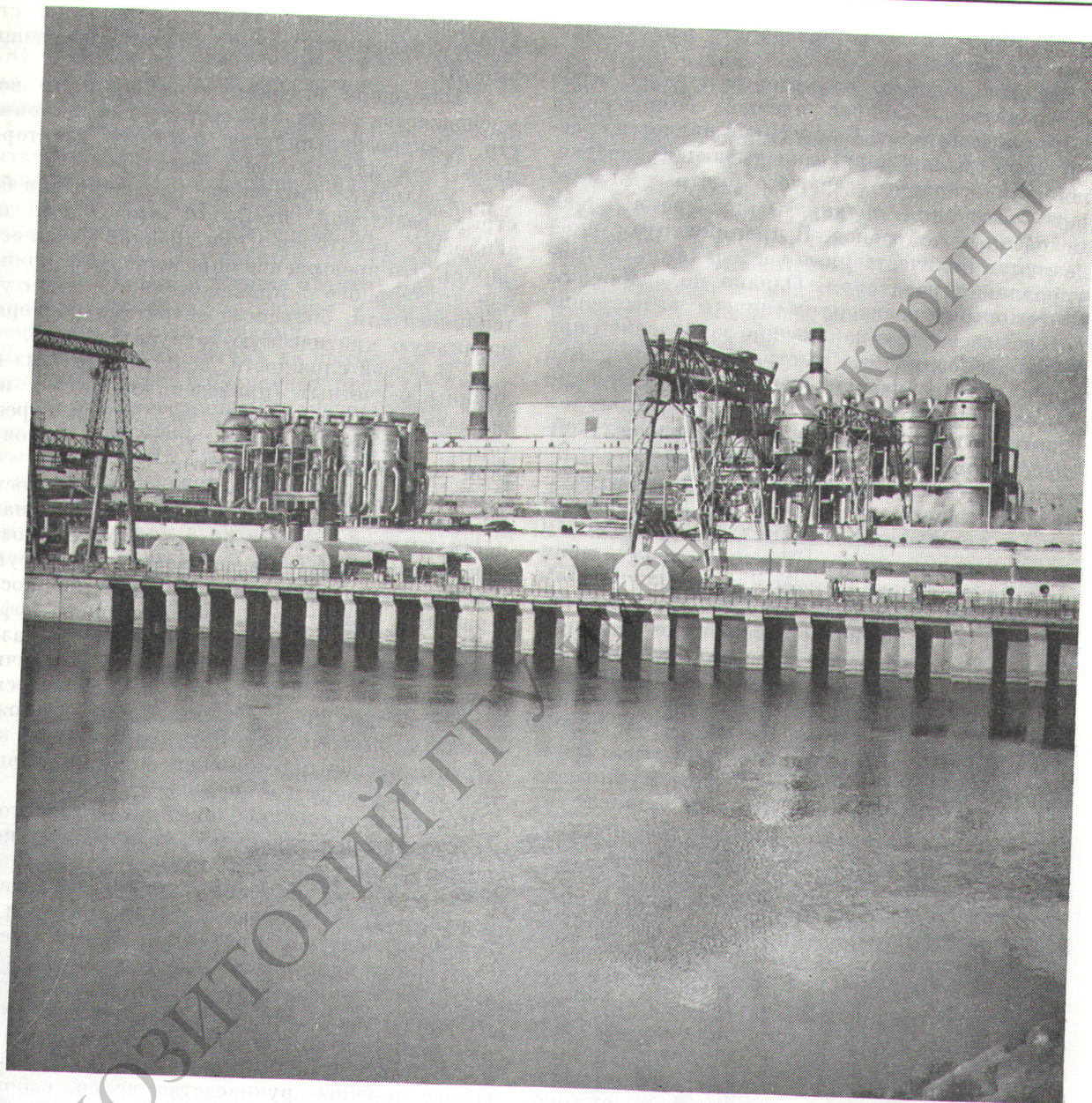
Опытно-демонстрационные реакторы Таблица 3

Параметры	БН-350	БН-600
Электрическая мощность, Мвт	350	600
К. п. д. брутто, %	35	42
Загрузка ^{235}U , т	1,05	1,26
Выгорание, %	5	10
Температура натрия на выходе из реактора, °C	500	550
Температура пара, °C	435	500
Давление пара, атм	50	130
Место расположения	Шевченко	Белоярск
Год пуска	1973	Строится

родом и водой. Взаимодействие с кислородом воздуха может быть при регламентном уплотнении контура во время перегрузки, а также при ремонтных работах. Практика эксплуатации всех трех работающих быстрых реакторов показывает, что масштаб подобного взаимодействия практически остается небольшим и затруднений при этом не возникает.

Прямого контакта натрия с водой ни в каких регламентных режимах вообще не может быть. Однако в аварийных ситуациях при появлении неплотностей в парогенераторе вода и натрий могут взаимодействовать. Исследованиям в этом направлении с самого начала уделялось большое внимание. Изучали механизм реакции вода — натрий. Исследовали характеристики процесса при искусственно созданных аварийных ситуациях во время испытаний моделей парогенераторов на стендах. Как и следовало ожидать, благодаря отсутствию кислорода не были отмечены какие-либо эффекты взрывного характера. Однако сам процесс протекает, как правило, бурно, и в определенных условиях может быстро нарастать его интенсивность. В результате парогенератор может оказаться выведенным из строя. С подобной ситуацией пришлось столкнуться на БН-350, где первопричиной образования неплотностей явились дефекты в изготовлении парогенераторов.

В настоящее время повышение надежности парогенераторов является важной и неотложной задачей. Для ее решения существуют разные возможности. Прежде всего должны быть радикально улучшены качество и контроль при изготовлении. Одновременно необходимо принимать и конструктивные меры, направленные на повышение устойчивости парогенераторов против быстрого развития аварии. В прин-



Общий вид АЭС с реактором БН-350 в г. Шевченко со стороны опреснительных установок.

цие можно было бы искать решения на пути усложнения конструкции, применения двойных стенок и т. п. Однако, как правило, при этом должны усложняться и технология изготовления, затрудняться условия производственного контроля и, наконец, ухудшаться ремонтоспособность. В конечном итоге общая надежность будет не повышаться, а наоборот, падать.

Экономическая сторона при этом будет страдать вдвое. Поэтому весьма целесообразным представляется использование по возможности простых по конструкции и технологии производства решений. Особую привлекательность в этой связи имеют модульные конструкции парогенераторов. Естественно, что в любом случае должны быть обеспечены необходимый масштаб

и представительность предварительных стендовых испытаний.

Важный фактор, на котором следует особо остановиться, — вопрос ядерной безопасности быстрых реакторов. Спецификой является сравнительно малая доля запаздывающих нейтронов для основного горючего быстрых реакторов — плутония, а также малое время жизни мгновенных нейтронов. В принципе этим определяются количественные требования к системе управления реактором. Однако по сравнению с тепловыми реакторами ничего качественно нового здесь нет, и каких-либо затруднений при этом не возникает. Быстрые реакторы, как и тепловые, обладают отрицательным мощностным, а также температурным коэффициентом реактивности, что обеспечивает хорошую устойчивость при возможных возмущениях реактивности. Весьма благоприятно, что эксплуатационные запасы положительной реактивности малы и, как правило, в несколько раз ниже, чем в тепловых реакторах. Практика эксплуатации быстрых реакторов подтверждает присущую им хорошую внутреннюю стабильность. Экстраполяция на большие промышленные реакторы показывает сохранение надежной отрицательной обратной связи при заметно уменьшающихся эффектах возможных возмущений реактивности.

Принципиальной особенностью быстрых реакторов является наличие натриевого пустотного эффекта реактивности. Его знак зависит от места, откуда удаляется натрий. Для периферийных слоев активной зоны, а также для отражателя он отрицателен. Для внутренних частей активной зоны он, наоборот, положителен. Это означает, что при удалении натрия только из центра активной зоны, например в результате вскипания, появляется положительная реактивность. Практически, конечно, сколько-нибудь ощутимого локального вскипания натрия, приводящего к неприятным последствиям, ни при каких аварийных ситуациях опасаться не следует. Этому препятствуют хорошие теплофизические качества натрия, надежная естественная циркуляция теплоносителя при расхолаживании и т. п.

Решающим фактором, который должен определять сроки и масштабы ввода промышленных быстрых реакторов в общую программу развития атомной энергетики, является их экономическая эффективность. Естественно, что точных экономических расчетов, не имея опыта создания и эксплуатации серийных промышленных систем, пока сделать нельзя. Однако, исходя

из ориентировочных оценок, с большой степенью уверенности можно сделать следующие выводы:

1. Благодаря высокому коэффициенту воспроизводства топливная составляющая стоимости электроэнергии для быстрых реакторов ниже, чем для тепловых реакторов.

2. Удельные капитальные вложения для быстрых реакторов, наоборот, выше, чем для тепловых реакторов (при равной мощности блока). Это превышение определяется наличием дополнительного промежуточного контура теплоносителя, большими затратами на первоначальную критическую загрузку и т. п.

3. В общей сложности, если исходить из величины расчетных (приведенных) затрат при производстве электроэнергии, быстрые реакторы в настоящее время уступают тепловым (при одинаковой мощности).

Однако следует учесть, что ряд особенностей быстрых реакторов, в первую очередь компактность, низкое давление внутри корпуса, позволяют ориентироваться на возможность существенного наращивания единичной мощности. При этом, естественно, экономическая эффективность системы выигрывает. Таким образом, если исходить не из одинаковой единичной мощности, а из одинаковых технологических возможностей производства, то, как можно ожидать, быстрые реакторы будут вполне конкурентоспособными по сравнению с тепловыми уже на настоящем этапе.

Исследования по проблеме быстрых реакторов проводили по различным направлениям многочисленные научные коллективы. Теория быстрых реакторов и методы их расчета были развиты в трудах Л. Н. Усачева, Г. И. Марчука и др. Ядерно-физические и реакторно-физические исследования проводились главным образом под научным руководством И. И. Бондаренко. Исследования в области теплофизики и гидродинамики жидкометаллического теплоносителя и его технологии возглавлял В. И. Субботин. Общее научное руководство всеми работами по проблеме осуществлял А. И. Лейпунский.

Подводя итоги проделанной работы в данной области за 25 лет, можно отметить, что практически все первоначальные ожидания и предположения нашли свое экспериментальное и теоретическое подтверждение. Созданы научные и технические основы для промышленного освоения экономически эффективных энергетических быстрых реакторов с натриевым теплоносителем.

При разработке серийных промышленных АЭС с быстрыми реакторами первого поколения, вероятно, следует исходить из следующих отправных пунктов.

1. Электрическая мощность блока должна быть порядка 1500 Мвт, когда достигаются приемлемые экономические показатели и в то же время не возникает проблем для промышленного изготовления оборудования. При этом также заметно улучшается по сравнению с БН-350 и БН-600 и физика активной зоны, что упрощает систему управления и увеличивает время между перегрузками.

2. Температура натрия на выходе из реактора должна лежать в умеренных пределах и соответствовать проверенным в эксперименте величинам порядка 520—540° С, что сохранит хорошую надежность системы. Подогрев натрия в реакторе должен быть по возможности большим, порядка 270—300° С, что интенсифицирует теплосъем в активной зоне и улучшает физику реактора.

Проигрыш в к. п. д. при этом экономически мало значит, ибо топливная составляющая стоимости электроэнергии весьма невелика.

3. Следует ориентироваться на применение в начальный период наиболее отработанного окисного горючего. Необходимый темп прироста мощности на начальном этапе может быть обеспечен одновременным использованием как реакторов-размножителей, так и конвертеров. В дальнейшем может оказаться необходимым перейти на более выгодное с точки зрения воспроизводства горючее, в частности на металлургическое. Это тем более потребует сохранения умеренных температур в реакторе.

4. Сейчас еще нет возможности однозначно выбрать одну из двух возможных компоновочных концепций. Поэтому необходимо вести варианты проработки петлевой и интегральной компоновок и затем провести сравнение с учетом имеющегося и накапливаемого опыта эксплуатации БН-350 и БН-600.



Смоленская АЭС. Вид на строительную площадку (конец 1973 г.).