

М.Ф. ТРОЯНОВ, А.А. РИНЕЙСКИЙ
Физико-энергетический институт,
г.Обнинск,
Союз Советских Социалистических Республик

Abstract

Four fast reactors are in operation in the USSR now: BR-10, BOR-60, BN-350 and BN-600. Load factor of BN-600 reactor has reached the highest mark since the beginning of operation: 76.5%. On the basis of operational experience of running reactors design of more powerful commercial size BN-800 power reactor has been completed recently and construction works have started at the Beloyarsk.

The BN-1600 reactor is considered to be the prototype of future commercial reactors. In 1988, the results of its development were reviewed and it was decided to extend its design approach with the aim to find some additional solutions to provide higher safety and better economics.

I. СОСТОЯНИЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ СТРАНЫ

В прошедшем году весьма важными и широко обсуждаемыми были вопросы развития энергетики страны. Хотя намерения СССР в отношении перспективности ядерной энергетики сохраняются, тем не менее люди в некоторых городах и республиках задают непростые вопросы. Главные из них состоят в том, следует ли строить АЭС в некоторых конкретных регионах, нельзя ли обеспечить энергетические потребности общества альтернативными путями, может ли современный научно-технический уровень гарантировать безопасность атомных энергоустановок и, наконец, если атомные энергоисточники необходимы, то каковы должны быть масштабы этого строительства, требования к их размещению, критерии их безопасности.

Энергетической программой СССР, принятой в 1983 г., как известно, предусматривается форсированное развитие ядерной энергетики с тем, чтобы на этой основе прекратить рост расхода органического топлива на выработку электроэнергии в европейской части страны, а затем в результате использования атомной энергии обеспечить основную часть прироста потребности всего народного хозяйства в электроэнергии.

В настоящее время директивные и планирующие органы страны с участием общественности обсуждают вопрос — должны ли быть сохранены эти положения энергетической программы или их в сложившихся условиях нужно пересмотреть.

Теперь, когда прошло уже более двух лет после аварии на Чернобыльской АЭС, тщательно проанализированы её причины и опыт по ликвидации последствий, должны быть сформулированы взвешенные и ответственные выводы в отношении оптимальных типов энергоисточников. Для формирования общественного мнения по вопросам развития энергетики необходимо проанализировать два главных аспекта:

- 1) В какой мере можно удовлетворить потребности развивающейся экономики страны в топливно-энергетических ресурсах без привлечения ядерного горючего?
- 2) Экономические преимущества ядерной энергетики с учетом необходимых мероприятий по повышению её безопасности.

В одном из своих выступлений в печати в прошедшем году заместитель председателя Государственного планового комитета СССР тов. Троицкий А.А. обосновал следующий вывод. Даже с учетом внедрения в промышленность современных энергосберегающих технологий потребление первичных энергоресурсов в стране в 2000 году должно быть увеличено более чем на 800 млн. т. у. т. по сравнению с 1985 г.

Добыча газа в соответствии с Энергетической программой СССР достигнет максимального уровня в начале XXI века. Потребуются значительные затраты на её поддержание, поскольку возникнет необходимость освоения новых месторождений, замены отработавших свой срок газопроводов, увеличения затрат на переработку газа из-за ввода в действие новых месторождений с запасами газа, содержащего значительное количество примесей. Рост использования газа в таких отраслях, как химия, коммунальное хозяйство, транспорт, приведет к уменьшению потребления этого типа сырья в электроэнергетике.

Энергетической программой СССР на длительную перспективу поставлена задача обеспечения стабильно высокого уровня добычи нефти. Для её решения требуются весьма большие затраты на освоение новых месторождений. Эти затраты будут, по мнению одного из руководителей Госплана СССР, столь велики, что нет оснований планировать существенное увеличение добычи нефти по сравнению с современным уровнем. Поэтому потребление мазута в электроэнергетике будет неуклонно сокращаться.

Известно, что запасы угля в СССР огромны. Однако основные месторождения находятся в Сибири (канско-ачинские и кузнецкие угли). По данным планирующих органов для решения проблемы сбалансирования потребностей страны в топливе и энергии в результате применения угля потребовалось бы до конца века увеличить его добычу по сравнению с уровнем, запланированным на 1990 г., в 2-2,5 раза, что, если учитывать большую фондоемкость и инерционность этой отрасли, не реально. Однако такой арифметический подход не отражает того обстоятельства, что Канско-ачинское месторождение, на которое можно рассчитывать, содержит угли с низкой теплотой сгорания, что не позволяет транспортировать их на большие расстояния. Поэтому выработанную на этом угле энергию в европейскую часть страны можно передать то-

лько электронным транспортом, что связано с большими потерями энергии и требует больших капитальных вложений.

Таким образом, только с помощью органического топлива даже в рассматриваемой ближайшей перспективе нельзя реально сбалансировать потребности страны в топливно-энергетических ресурсах и необходимо привлечение иных первичных энергоресурсов.

Что могут в такой постановке дать традиционные и нетрадиционные возобновляемые источники энергии (гидроэнергия, геотермальная, солнечная, биологическая, ветровая)? Доля этих ресурсов в суммарном потреблении сейчас составляет по замещаемому топливу около 3% (~ 70 млн. т. у. т.). Даже их удвоение за 10-12 лет, что весьма проблематично, мало что дает.

Следовательно, при самом жестком энергосбережении и вовлечении в топливно-энергетический баланс ресурсов органического топлива и возобновляемых источников энергии в максимально возможном объеме необходимо привлечение в топливно-энергетический баланс атомной энергии. При этом особенно остро встает вопрос сбалансирования потребностей в топливе и энергии в европейской части страны, в которой складывается быстро нарастающий их дефицит.

С этим выводом корреспондируют результаты экономических исследований по сопоставлению эффективности возможных альтернативных путей энергообеспечения европейской части страны. Они показали, что атомная энергетика во всех районах этого региона, расположенных западнее Урала, экономичнее использования энергии, транспортируемой из Канско-Ачинского топливно-энергетического комплекса.

Что касается программы развития атомной энергетики страны, то необходимо отметить следующее. Произошедшие события потребовали тщательно проанализировать вопросы безопасности действующих, дос-

траиваемых и проектируемых АЭС. Это потребовало реализации ряда дополнительных мер по повышению надежности и безопасности. На ряде подготовленных площадок (близкое расположение к крупным городам, несоответствующие требованиям АЭС геологические и прочие условия) от сооружения атомных энергоблоков отказались.

Из-за высокой сейсмичности выбранных районов и введения более строгих норм по расположению АЭС прекращено проектирование и их строительство в Азербайджане, Грузии, Армении, а также атомных теплоэлектроцентралей под Минском и Одессой.

С учетом того, что по отдельным параметрам Армянская АЭС не отвечает современным нормам, ещё до землетрясения намечался вывод из эксплуатации первого блока в 1990 г. и второго – в 1991 г. Однако с учетом результатов исследований сейсмологов и последних событий в этой республике принято решение об остановке двух блоков уже в I квартале 1989 г. и о перепрофилировании Армянской АЭС.

Эти причины, а также недостаточный темп роста мощностей строительных организаций на новых площадках привели к определенному замедлению запланированного на пятилетие (1985–1990 гг.) развития атомной энергетики. По-видимому, введенные мощности в текущем пятилетии будут заметно меньше запланированных.

В стране реализован целый комплекс мер по совершенствованию управления атомной энергетикой, контроля за её созданием и функционированием, подготовки кадров, проектирования, строительства и эксплуатации атомных энергообъектов. Функционирует Министерство атомной энергетики, усилен Госатомэнергонадзор.

В целях анализа общественного мнения, гласности, контроля за безопасностью работы АЭС в стране организован Межведомственный совет по информации и связям с общественностью в области атомной энергетики. В нем принимают участие ряд министерств, научные и общественные организации.

В настоящее время в СССР с учетом ввода в эксплуатацию в 1988 году 3-го блока Балаковской АЭС действуют 16 мощных атомных электростанций с 45 реакторами общей установленной мощностью 34,4 млн. кВт. В 1988 г. они выработали 215 млрд. кВт часов электроэнергии, что составляет 12,7% общего её производства в стране. Продолжается строительство атомных энергоблоков ещё на 15 площадках.

АЭС с реактором на быстрых нейтронах БН-600 в 1988 г. выработала 4,04 млрд. киловаттчасов, а с начала эксплуатации на 1.01. 1989 г. 30 млрд. кВт.ч. В течение года энергоблок БН-600 только один раз останавливался на перегрузку топлива и капитальный ремонт оборудования и систем. Коэффициент нагрузки в прошедшем году был самым высоким за все годы эксплуатации и составил 76,5%. Благодаря увеличению глубины выгорания топлива и выработки электроэнергии соответствующим образом улучшились экономические показатели АЭС. Например, благодаря увеличению глубины выгорания горячего топливная составляющая себестоимости электроэнергии уменьшилась на 30%. Однако себестоимость производства электроэнергии на БН-600 выше, чем на тепловых реакторах.

Как известно, в СССР кроме БН-600 эксплуатируются экспериментальный реактор БР-10, экспериментальная АЭС БОР-60, опытно-промышленная АТЭЦ БН-350.

На реакторах БР-10 и БОР-60 продолжались исследования по радиационному материаловедению (конструкционные и топливные материалы), по технологии радиоактивного теплоносителя, обработке некоторых элементов оборудования (электромагнитные насосы, парогенераторы). Оба реактора работали по заданной программе.

Установка БН-350 в 1988 г. работала весьма эффективно (коэффициент нагрузки приближался к 90%). Однако в начале 1989 г. имели место неисправности в оборудовании двух петель. Были отключены две соответствующие петли, реактор продолжает работать на 4-х петлях на мощности 70% от утвержденной.

Замедление темпов наращивания мощностей АЭС определенным образом снижает остроту топливной проблемы, что отодвигает время начала массового строительства быстрых реакторов. Это вместе с определенными экономическими трудностями отражается как на темпах строительства АЭС с реакторами БН-800, так и на проектных проработках по реактору большей мощности. В конце 1988 г. Государственный надзорный орган по атомной энергетике (Госатомэнергонадзор) с некоторыми замечаниями согласовал откорректированный проект АЭС БН-800, в который было внесено ряд изменений, направленных на повышение безопасности.

Продолжается подготовительный этап строительства, начиная с 1987 г. завод "Атоммаш" ведет изготовление и поставку элементов корпуса реактора.

Продолжавшаяся в течение длительного времени работа над проектом реактора БН-1600 с использованием принципиальных решений из БН-600, БН-800 завершена. Обсуждение в ГКАЭ показало, что для перспективного проекта, каким является БН-1600, требуется поиск и разработка принципиально новых решений, существенно улучшающих эконо-

мические показатели и безопасность. Работа в этом направлении ведется в настоящее время.

2. ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ДЕЙСТВУЮЩИХ РЕАКТОРОВ И АЭС

2.1. Реактор БР-10

В январе 1989 г. исполнилось 30 лет со дня пуска первого в Европе быстрого реактора БР-5 (БР-10). В течение указанного времени реактор дважды модернизировался. Примечательными вехами были двухкратное повышение мощности и замена корпуса реактора. Реактор БР-10 является важным инструментом для некоторых материаловедческих исследований, изучения технологии радиоактивного теплоносителя.

В 1988 г. продолжалась эксплуатация реактора на загрузке активной зоны с топливом из мононитрида урана. С этой активной зоной реактор работает с 1983 г., выгорание урана достигло 8,3% т.а. при проектном выгорании 8,0% т.а.

В 1988 г. введена в эксплуатацию "горячая" натриевая петля первого контура, в которой установлены детектор трития, никелевая ловушка для улавливания марганца и рабочий участок с образцами. Проведены первые измерения активности трития в циркулирующем натрии первого контура. Содержание трития измерялось также и в пробах натрия, отбравшихся из контура.

С целью усовершенствования характеристик топливного цикла в стране ведутся исследования по увеличению глубины выгорания с анализом возможного применения различных видов топлива. При этом важными становятся проблемы эксплуатации реакторной установки в условиях возможной разгерметизации оболочек твэлов. Поэтому вопросы выхода продуктов деления и топлива, взаимодействия топлива с теп-

ноносителем в зависимости от характера дефекта в оболочке твэла представляют большой практический интерес.

На реакторе БР-10 в течение последних лет исследуется поведение различных видов топлив с искусственными дефектами в оболочках твэлов.

Имеющиеся на реакторе системы контроля герметичности оболочек твэлов позволяют проводить измерения выхода предшественников запаздывающих нейтронов, газообразных продуктов деления, нуклидов цезия, в т.ч. короткоживущего ^{138}Cs , а также ^{140}Ba , ^{140}La , ^{131}J , ^{132}J . В пробах натрия, отбираемых из первого контура, определяется концентрация делящихся веществ и трития.

За три с половиной года в активной зоне реактора БР-10 поочередно облучено 12 экспериментальных ТВС с твэлами, имеющими искусственный дефект в оболочке. В качестве топлива в этих твэлах использовался моонитрид урана, уран металлический, смесь окисей урана и плутония и смесь карбидов урана и плутония. Отверстия в оболочке делались как в области топлива, так и в области газосборника. Форма отверстия выбиралась различной: от круглого отверстия диаметром 1 мм до щели высотой 50 мм.

Характеристика твэлов приведена в таблице 2.1.

Установлено, что выход продуктов деления из металлического, нитридного и карбидного топлива определяется механизмом отдачи. Для окисного топлива значительный вклад в выход продуктов деления вносит процесс диффузии. Выход предшественников запаздывающих нейтронов из твэлов, имеющих открытый контакт топлива с теплоносителем, в десятки и сотни раз превышает расчетный выход их при условии утечки галогенов только с видимой площади открытого топлива по механизму прямой отдачи. Установлена нелинейная зависимость показаний детекторов запаздывающих нейтронов от мощности реактора.

Таблица 2.1.

Характеристика твэлов, имеющих искусственный дефект в оболочке

Индекс ТВС	Вид топлива	Тип дефекта	Месторасположение дефекта
ЭН-1	U	Круглое отверстие $\varnothing 1,0$ мм	В газосборнике, сверху
ЭН-2	"	"	В середине топливного столба
ЭН-3	"	"	В газосборнике, внизу
ЭН-4	"	Вертик. щель $l = 4,0$ мм $\delta = 0,2$ мм	В середине топливного столба
ЭН-5	"	Вертик. щель $l = 50$ мм $\delta = 0,3$ мм Оболочка обжата по топливу	"
ЭН-11	"	Вертик. щель $l = 50$ мм, $\delta = 0,2$ мм	"
ЭН-12	"	Два отверстия $\varnothing 1,0$ мм на расстоянии 50 мм	"
ЭН-13	U металлич.	Круглое отв. $\varnothing 1,0$ мм	В газосборнике, сверху
ЭН-14	U металлич.	Щель $l = 50$ мм, $\delta = 0,2$ мм	В середине топливного столба
ЭН-16	(U, Pu) O_2	Круглое отв. $\varnothing 1,0$ мм	В газосборнике, сверху
ЭН-17	(U, Pu) O_2	"	В середине топливного столба
ЭН-19	(U, Pu)C	Щель $l = 50$ мм, $\delta = 0,2$ мм	В середине топливного столба

В процессе исследований был измерен выход газообразных продуктов деления из всех видов топлива, как и следовало ожидать, минимальный выход газообразных продуктов деления (ГПД) наблюдается из металлического топлива, максимальный - из окисного. Скорость выхода ГПД через дефект в оболочке зависит от размеров и формы дефектов, так и от месторасположения дефекта в твэле. Во всех случаях из твэлов, имеющих открытый контакт топлива с теплоносителем, наблюдается выход короткоживущего нуклида ^{138}Cs . Кроме нуклидов цезия наблюдается выход из дефектных твэлов ^{131}I , ^{132}I и ^{140}Ba .

2.2. Реактор БОР-60

Продолжалась эксплуатация реактора БОР-60 с использованием смешанного уран-плутониевого окисного топлива, изготавливаемого по различной технологии. Проводились ресурсные испытания обратного парогенератора, ведутся подготовительные работы для монтажа нового парогенератора обратного типа совместной разработки СССР и ЧССР, смонтирована дополнительная, пятая секция воздушного теплообменника, что позволило несколько поднять мощность реактора, основные характеристики которого приведены в табл.2.2.

Реактор БОР-60 имеет первостепенное значение как экспериментальная база для исследования поведения материалов (топливных, конструкционных, поглощающих). Кроме того, на установке БОР-60 отрабатываются и совершенствуются методы очистки теплоносителя от радиоактивных продуктов деления. Разработаны и испытаны фильтры (ловушки) для очистки от цезия на основе гранулированного графита. Для выбора оптимальных технологических параметров процесса очистки и размещения сорбента в корпусе ловушки проведены петлевые испыта-

Таблица 2.2.
Характеристики реактора БОР-60

Характеристика	Величина
1. Мощность реактора, МВт	55
2. Расход теплоносителя, м ³ /ч	900-1100
3. Температура теплоносителя, °C	
- на входе в реактор	330
- на выходе из реактора	545
4. Число стержней управления и защиты:	
АЗ	3
АР	2
КС	2
5. Число ТВС в активной зоне реактора, шт.	96-110
6. Размер чехла ТВС "под ключ", м	44 · 10 ⁻³
7. Толщина чехла ТВС, м	1 · 10 ⁻³
8. Число твэлов в ТВС, шт.	37
9. Диаметр твэла, м	6,0 · 10 ⁻³
10. Толщина оболочки твэла, м	0,3 · 10 ⁻³
11. Высота активной части твэла, м	0,45
12. Состав топлива в активной части твэла	(0,20-0,28)PuO ₂ + (0,80-0,72)UO ₂
13. Обогащение урана изотопом ^{235}U , %	45-75
14. Эффективная плотность топлива, кг/м ³	(8,8-9,0) · 10 ³
15. Толщина торцевого экрана, м	
нижнего	0,15
верхнего	0,10
16. Эффективная плотность воспроизводящего материала торцевых экранов, кг/м ³	(9,5-9,8) · 10 ³
17. Максимальная плотность нейтронов, н/см ²	3,5 · 10 ¹⁵
18. Средняя энергия нейтронов, МэВ	0,4

112 ния, которые позволили определить:

- марку графита, устойчивого в среде жидкого натрия;
- размеры гранул графита и длину сорбционного слоя;
- температурные и гидравлические характеристики процессов очистки.

На основе проведенных экспериментов сконструированы и изготовлены устройства для очистки теплоносителя реакторов БН-350 и БН-600. Внешне устройства имеют форму и габариты ТВС. Внутри песчаник заполнен гранулированным графитом общей массой около 10 кг. Проведено по несколько циклов очистки теплоносителя на реакторах БН-350 и БН-600 во время перегрузки топлива.

2.3. Установка БН-350

Реактор в течение почти 16 лет эксплуатируется в режиме выработки электроэнергии и опреснения морской воды. Уже сообщалось о достигнутых весьма высоких коэффициентах использования установленной мощности - приближающихся к 90% в последние годы. Основные рабочие характеристики реактора:

- | | |
|--|----------------|
| - тепловая мощность | 750 МВт |
| - температура теплоносителя I контура | 430/280°C |
| - температура теплоносителя II контура | 415/256°C |
| - параметры пара | 410°C, 45 атм. |

Накоплен весьма большой опыт эксплуатации основного оборудования, ресурс которого превышает 100 000 тыс. часов (например, ПГ некоторых петель).

Как уже отмечалось, в январе 1989 г. были отмечены неисправности в оборудовании двух петель. Последние были отключены. Реактор продолжает работать на 4-х теплоотводящих петлях на мощности около 70% от номинальной.

Необходимо отметить, что рабочий ресурс реактора и оборудования БН-350 приближается к исчерпанию. Учитывая этот факт, а также то, что установка была спроектирована по правилам и нормам, действующим в 1965-1970 гг., в настоящее время проводится работа по определению ее остаточного ресурса, рассматривается перспектива дальнейшей работы.

В настоящее время заканчивается 44-я микрокампания в активной зоне реактора БН-350, длительность микрокампании - 80 эффективных суток. Максимальное выгорание штатных ТВС - $72\ 900 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут.}}{\text{T}}$ (~9% т.а.). Реактор работает без негерметичных твэлов. Как и на реакторе БН-600, на реакторе БН-350 запланирован в ближайшее время перевод активной зоны на ТВС с чехлом из ферритно-мартенситной стали IX13M2BФР с целью достижения выгораний $81\ 000 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут.}}{\text{T}}$ (10%) (I этап), $97\ 200 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут.}}{\text{T}}$ (12%) (II этап).

В составе активной зоны реактора БН-350 прошли испытания теплоделяющие сборки с оболочками из стали IX13M2BФР, максимальное выгорание составило $97\ 000 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут.}}{\text{T}}$ (12%). В настоящее время облучаются 3 ТВС со смешанным таблеточным топливом, достигнуто максимальное выгорание ~ $73\ 000 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут.}}{\text{T}}$.

2.4. АЭС БН-600

2.4.1. Общее состояние

АЭС БН-600 в 1988 г. работала в соответствии с запрограммированным планом-графиком за исключением выхода из строя одной из теплоотводящих петель в январе 1988 г. Из-за ложного срабатывания блокировки в системе турбогенератора последний отключился и реактор около 2-х суток работал на сниженном уровне мощности, на двух петлях.

С 29 мая по 23 августа АЭС БН-600 останавливалась на ремонт в основном оборудования машинного зала. Одновременно были проведены ремонт и техническое обслуживание всех систем и оборудования станции. Для определения эксплуатационного ресурса парогенераторов из некоторых испарителей в этот период были вырезаны теплопередающие трубки, которые в настоящее время исследуются в материаловедческих лабораториях. Визуальный осмотр трубок показал, что с водяной стороны имеются коррозионные повреждения.

Эксплуатационная гистограмма АЭС БН-600 показана на рис. 2.4.

Атомная электростанция БН-600 работает стабильно. Достаточно отметить, что с 1985 г. не было срабатываний аварийной защиты, все остановки реактора были запланированные - на перегрузку топлива или ремонты оборудования.



БН-600. 1988. Эксплуатационная гистограмма.

Рис. 2.4.

Радиоактивные газоаerosольные выбросы в вентиляционную трубу от АЭС БН-600 в 1988 г. не превышают 1,5 кюри/сутки. Средняя индивидуальная годовая доза облучения находится на уровне 0,20 бэра.

Проводятся мероприятия по дальнейшему повышению безопасности энергоблока - оснащение реактора системой теплоотвода с помощью воздушных теплообменников, анализ строительных конструкций и оборудования на сейсмостойкость и внешние воздействия.

Некоторые статистические данные по АЭС БН-600: с начала ввода в эксплуатацию (с апреля 1980 г.) на 1.01.1989 г.:

- выработано электроэнергии	29,95 млрд. кВт.ч.
- коэффициент использования установленной мощности	66,5%
- коэффициент использования календарного времени	80%
- КПД АЭС	41,2%
- максимальная глубина выгорания горючего	11% т.а.
в 1988 г.:	
- выработано электроэнергии	4,037 млрд. кВт.ч.
- коэффициент использования установленной мощности	76,5%
- КПД АЭС	41,6%
- максимальная глубина выгорания топлива	11% т.а.
- максимальная повреждающая доза	~ 90 дпа NRT

2.4.2. Активная зона

В феврале 1989 г. закончилась 21 микрокампания. До 18-й микрокампании (август 1986 г.) активная зона реактора состояла из ТВС двух зон обогащения, максимальная удельная мощность составила 530 Вт/см, длительность микрокампании – 100 эфф.суток, максимальные выгорания $58\ 000 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут.}}{\text{Т}}$ ($\sim 7\%$ т.а.). Ограничение выгорания было связано с высокими формоизменениями чехлов. Усилия извлечения ТВС при перегрузке не превышали 600+700 кг, в среднем – 300+400 кг.

Основное отличие модернизированной зоны, как уже сообщалось, состоит в большей высоте активной части твэла (100 см вместо 75 см), применении топлива трех обогащений, использовании аустенитных холоднодеформированных сталей на чехлах и оболочках твэлов. В настоящее время длительность микрокампании составляет 165 эфф.сут., максимальное выгорание – $67\ 250 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут.}}{\text{Т}}$ (8,3%). Реактор работает без негерметичных твэлов. Измерения в бассейне выдержки отработавших штатных ТВС показали, что приращение размеров чехлов не превышает $1 + 1,5\%$ и не лимитирует выгорания. Усилия извлечения ТВС не превышают 500 кг и в среднем составляют ~ 200 кг.

В составе активной зоны реактора БН-600 облучаются ТВС с чехлами из ферритно-мартенситной стали IX13M2BФР и с оболочками из улучшенных аустенитных холоднодеформированных сталей. На данный период облучено:

- 13350 твэлов до выгораний $40500 + 60750 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут.}}{\text{Т}}$;
- 5080 твэлов до выгораний $68850 + 73000 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут.}}{\text{Т}}$;
- 508 твэлов до выгораний $85000 + 89000 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут.}}{\text{Т}}$.

Послереакторные исследования отработавших ТВС подтвердили высокую работоспособность ТВС из указанных материалов, что позволило ориентироваться на возможный перевод всей активной зоны реактора БН-600 на новые конструкционные материалы. В конце 1989 – начале 1990 гг. предполагается начать перевод активной зоны реактора БН-600 на ТВС с чехлом из ферритно-мартенситной стали IX13M2BФР. На I этапе намечено максимальное выгорание в штатных ТВС $81\ 000 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут.}}{\text{Т}}$ (10% т.а.), на II этапе – $97\ 200 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут.}}{\text{Т}}$ (12% т.а., доза > 90 ара NRT).

В настоящее время в составе активной зоны реактора БН-800 облучаются две ТВС со смешанным виброуплотненным топливом, изготовленные из ферритно-мартенситной стали.

2.4.3. Измерения эффективности стержней СУЗ различной конструкции

Для управления и защиты реактора БН-600, как известно, используется четыре типа поглощающих стержней:

- РС (регулирующие стержни), обеспечивающие автоматическое поддержание реактора на заданном уровне мощности – 2 шт.;
- КС (компенсирующие стержни), предназначенные для компенсации температурно-мощностного эффекта реактивности и запаса реактивности на выгорание топлива, а также обеспечивающие определенный уровень подкритичности при останове реактора – 19 шт.;
- АЗ (стержни аварийной защиты), быстро (1 сек) переводящие реактор в подкритическое состояние при опасных отклонениях от нормальных условий эксплуатации – 5 шт.;
- АЗ-II (стержень аварийной защиты-петлевой), обеспечивающий быстрое снижение мощности реактора до $\sim 67\%$ от номинала при экстренном отключении одной из трех теплоотводящих петель – 1 шт.

В проектных вариантах конструкции стержней РС и КС в качестве поглотителя используется окись европия, стержней АЗ – карбид бора 80% обогащения по бору-10, стержня АЗ-П – естественный карбид бора.

Наряду с проектными вариантами в реакторе БН-600 испытывались различные опытные конструкции стержней: КС с естественным карбидом бора, АЗ с кольцевым поглотителем и АЗ – типа "ловушка" с замедлителем в виде гидрида циркония.

Эффективность одиночных поглощающих стержней измерялась методом обращенного решения уравнения кинетики при сбросе стержней в активную зону. Измерения проводились при мощности реактора ~ 1% от номинала. Результаты измерений не могли быть непосредственно использованы для сравнения эффективности основных и опытных стержней, поскольку соответствующие измерения проводились в разных ячейках активной зоны (перестановок стержней не осуществлялось). Для оценки соотношения эффективности основных и опытных стержней использовались расчетные результаты.

Обработка экспериментальных данных и расчетных исследований позволяет сделать следующие выводы:

1. Переход с окиси европия на карбид бора обеспечивает увеличение эффективности стержней КС на 25%.

2. Использование в стержне АЗ кольцевого поглощающего элемента вместо стержневых позволяет увеличить эффективность стержня на 23%.

3. Стержни АЗ типа "ловушка" имеют одинаковую эффективность со стержнями основной конструкции при примерно в два раза меньшей загрузке бора-10.

3. НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РАБОТЫ

3.1. Исследования по безопасности

Это приоритетное направление расчетно-теоретических исследований и разработок, а также организационно-технических мероприятий, планируемых и осуществляемых с целью повышения безопасности действующих, создаваемых и проектируемых быстрых реакторов.

Реализуется система дополнительных мер, направленных на предотвращение аварий. Сюда входят повышение качества подготовки, противоаварийной тренированности эксплуатационного персонала, усиление роли контролирующих органов. Большое внимание уделяется повышению качества проектов и технологии их реализации, размещения АЭС.

Ведутся исследования по разработке устройств и систем, позволяющих предотвратить опасное развитие аварии, а также нейтрализовать возможные повреждения оборудования и систем. Активизируются работы по созданию пассивных систем защиты реактора – останова и аварийного расхолаживания. Недавно на реакторе БР-10 испытан гидравлически подвешенный поглощающий стержень аварийной защиты. Испытания подтвердили возможность реализации этого принципа на реакторах большой мощности.

Расчетные исследования с использованием программ и методик, проверенных на установке БН-600, показали, что АЭС БН-800 выдерживает разовые циклы аварийного расхолаживания на естественной циркуляции по всем трем контурам – двум натриевым и воздушному.

С целью своевременного выявления и предупреждения повреждений, предотвращения аварий ведутся исследования по созданию методов и средств диагностики активной зоны, важных для безопасности систем управления и оборудования реактора.

Изучение крупных аварий показало, что в концепции глубокой шелонированной защиты большого внимания требуют запроектные аварии. Считаем, что необходимо анализировать гипотетические аварии отключения всех циркуляционных насосов с одновременным отказом (полным или частичным) "активных" органов аварийной защиты.

Анализ такого режима для реактора БН-600 показал, что в нем для исключения закипания натрия в активной зоне в рассматриваемой тяжелой аварийной ситуации достаточно ввести в активную зону два стержня автоматического регулятора. Для реактора БН-800 эта аварийная ситуация усугубляется положительным натриевым пустотным эффектом реактивности. В настоящее время ведется анализ этой и возможных других тяжелых аварий. В случае необходимости вносятся соответствующие изменения в документацию и мероприятия.

Собираемся усиливать работы по вероятностному анализу безопасности быстрых реакторов как в части формирования банка необходимых исходных данных, так и развития и совершенствования методик и соответствующих расчетных кодов.

3.2. Работы на критических стендах

На стенде БФС-1 продолжалась программа исследования нейтронно-физических характеристик активных зон на основе металлического смешанного топлива. Было изучено два варианта критической сборки БФС-55, второй из них — с цирконием в активной зоне. Были изучены характеристики нейтронных полей, эффекты реактивности для материалов активной зоны и поглотителей. Большое внимание было уделено изучению натриевого пустотного эффекта реактивности и водородного эффекта реактивности. Велась подготовительная работа для определения β эфф. на этой сборке.

На стенде КОБР проводились работы по уточнению нейтронных констант для хрома. Были последовательно изучены две сборки: КБР-14 — с относительно жестким нейтронным спектром и КБР-15, имеющая центральную вставку со значительно более мягким спектром. На сборке КБР-14 измерена величина K_{∞} , центральные коэффициенты реактивности конструкционных материалов, делящихся изотопов и поглотителей, стабильных продуктов деления; проведена оценка величины доплер-эффекта для ^{238}U . На сборке КБР-15 измерения по аналогичной программе ещё не завершены.

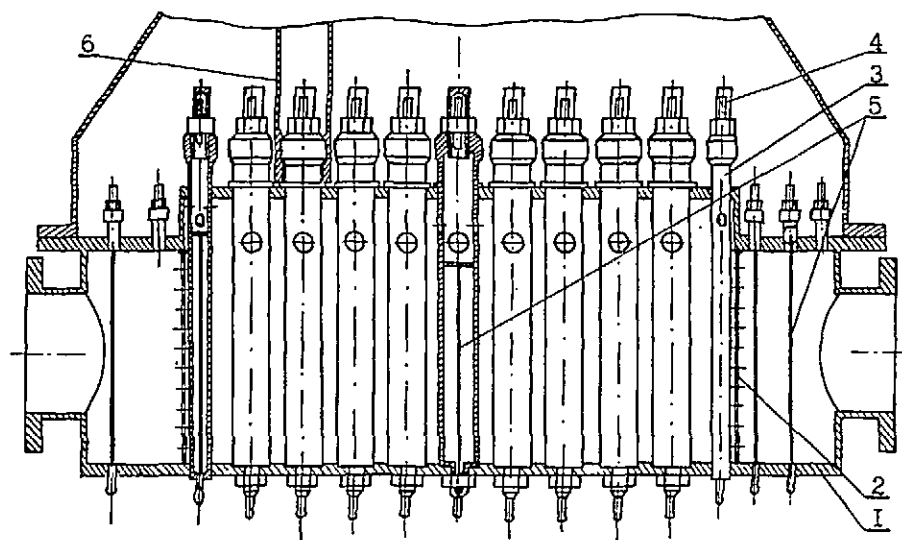
На стенде БФС-2 изучалась модель гетерогенной зоны быстрого реактора мощностью ~ 1600 МВт с тремя радиальными внутренними зонами воспроизводства. Были завершены измерения нейтронных и β -полей на модели внутрореакторного хранилища.

3.3. Исследования по гидравлике

3.3.1. Экспериментальные исследования перемешивания

теплоносителя в напорной камере реактора типа БН-800

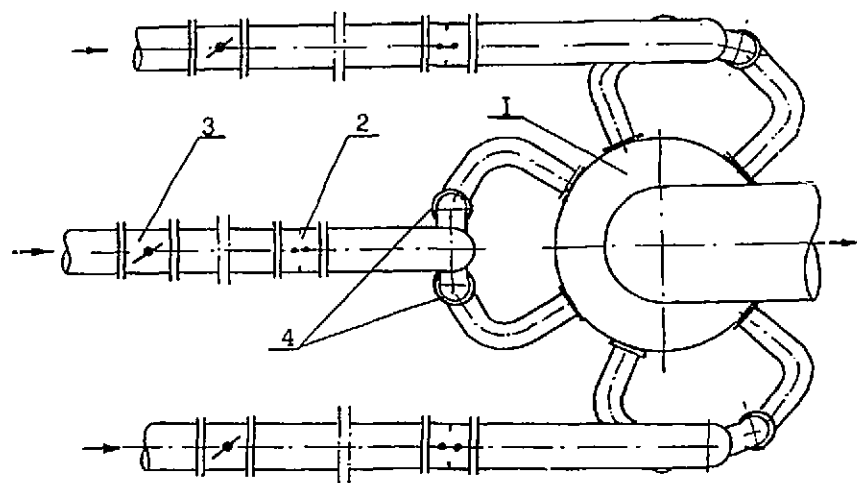
Эксперименты проводились на аэродинамическом стенде Физико-энергетического института. Экспериментальная модель (рис. 3.3.1) имела 6 входных патрубков: по два на каждую из трех петель. Внутри цилиндрического корпуса модели концентрично располагалась равномерно перфорированная обечайка. В пределах перфорированной обечайки в модели были размещены имитаторы гильз коллекторов активной зоны и экрана. В стенках гильз имелись отверстия для входа воздуха. Верхние концы гильз были снабжены дросселирующими втулками с регулируемым гидравлическим сопротивлением. Через эти втулки воздух из гильз выходил в выходную камеру модели. Была предусмотрена возможность отбора проб воздуха из каждой гильзы через



1- корпус, 2- перфорированная обечайка, 3- гильза, 4- дроссель, 5- линии отбора проб, 6- расходомер

Конструкция экспериментальной модели

Рис.3.3.1.



1 - модель, 2 - расходомер, 3 - регулятор расхода, 4 - проставка с коллектором для впуска меченого газа

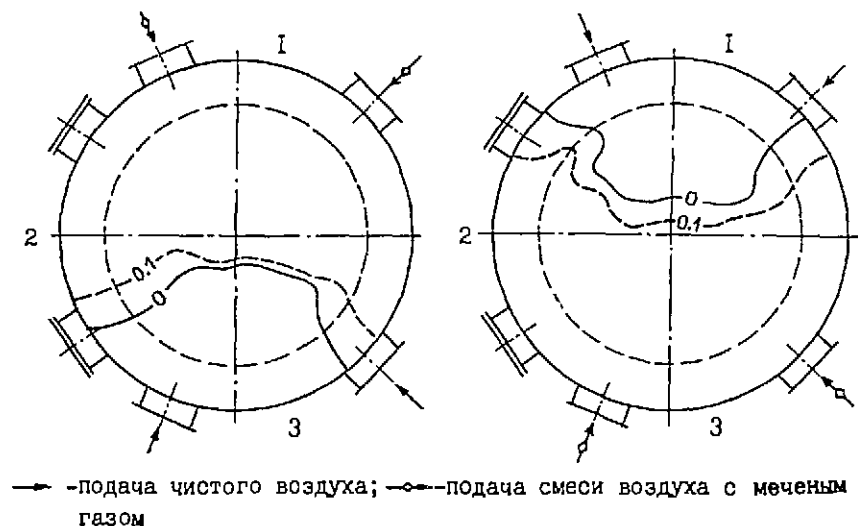
Схема подключения модели к аэродинамическому стенду

Рис.3.3.2.

капиллярные трубки, выведенные через нижние хвостовики гильз. Из области между внешними стенками корпуса и перфорированной обечайкой воздух поступал в имитаторы гильз коллекторов экрана и хранилища, также снабженные дросселирующими втулками. Треть из них была оснащена капиллярными трубками для отбора проб, выведенных из модели через днище. На внешней стенке корпуса и на днище модели были предусмотрены отборы статического давления.

Воздух из нагнетателя проходил через охладители, регулятор расхода, расходомер и через распределительный коллектор поступал в воздуховоды трех петель, снабженные регуляторами расхода и рас-

ходомерами (рис.3.3.2). Далее воздуховоды каждой петли посредством тройников разделялись на два воздуховода, через которые воздух поступал в модель. В этих воздуховодах имелись секции с устройствами для непрерывной инъекции меченого газа. Через входные патрубки одной из петель в модель подавалась смесь воздуха с этим газом, а через входные патрубки других петель - чистый воздух. Таким образом имитировался случай, когда через патрубки одной из петель теплоноситель поступает в камеру реактора с более высокой температурой, чем через патрубки остальных петель.



Распределение концентраций по гильзам при двухпетлевых режимах работы

Рис. 3.3.3.

Результаты экспериментального исследования перемешивания в модели при равных расходах воздуха по петлям для трехпетлевых и двухпетлевых режимов работы представлены на рис. 3.3.3. в виде распределения линий постоянной концентрации. Видно, что в центральной области входной камеры зоны перемешивания потоков от входных патрубков разных петель, заключенные между линиями нулевой концентрации, располагаются по границам раздела потоков из разных петель. Ширина этих зон в основном не превышает 3-4 шага расположения имитаторов гильз коллекторов. По направлению к периферии ширина этих зон увеличивается, особенно в области между перфорированной обечайкой и корпусом модели.

На основе проведенных исследований сделаны следующие выводы:

1. Для рассмотренной геометрии входной камеры соотношение расходов теплоносителя по гильзам коллекторов практически не изменяется при изменении соотношения расходов по петлям вплоть до отключения одной из петель.

2. В камере исследованной геометрии перемешивание теплоносителя мало и, если на входе в неё теплоноситель одной из петель имеет более высокую температуру, то с такой же температурой он поступит на вход соответствующей части активной зоны. Теплоноситель каждой из петель "обслуживает" соответствующую область активной зоны, границы которой изменяются в зависимости от соотношения расходов теплоносителя по петлям. Зоны перемешивания располагаются довольно узкой полосой по границам этих областей.

3. Использование во входной камере равномерно перфорированной обечайки благотворно сказывается на структуре течения, улучшает перемешивание и увеличивает ширину зон перемешивания.

4. Полученные данные могут быть использованы для совершенствования расчетных гидравлических кодов.

3.3.2. Теплогидравлические исследования ТВС

Ресурс твэлов быстрых реакторов определяется рядом факторов (уровнем напряжений, первоначальными дефектами оболочек твэлов, коррозионным воздействием осколков на оболочки и др.), важную роль среди которых играют уровень температуры, а также значение и характер азимутальной неравномерности поля температуры, в первую очередь в наиболее теплонапряженных ТВС.

Опыт эксплуатации быстрых реакторов показал значительное формоизменение ТВС в процессе кампании, связанное с распуханием и

радиационной ползучестью материалов. Происходит изменение формы чехла ТВС, геометрических характеристик пучка и твэлов в поперечном сечении и по длине ТВС.

Систематические исследования температурных полей в деформированных решетках твэлов, проведенные в Физико-энергетическом институте, позволили проанализировать закономерности формирования температурных полей и получить конкретные зависимости для характерных вариантов деформации решеток.

Для оценки максимальной неравномерности температуры по периметру твэлов для различных вариантов деформации пучка предложена единая зависимость, обобщающая экспериментальные данные.

Одновременно с экспериментальными исследованиями проводилась дальнейшая разработка поканальной методики и программ теплогидравлического расчета применительно к формоизмененным ТВС быстрых реакторов с учетом влияния различных факторов на температурное поле в ТВС.

Методика расчета температурного поля в формоизмененных ТВС быстрых реакторов реализована в программе МИФ. Сравнение результатов расчета максимальных неравномерностей температуры по периметру твэлов в искаженных пучках с экспериментальными данными показывает их удовлетворительное согласие.

Результаты температурного расчета формоизмененной ТВС реактора БН-600 показывают, что вследствие изгиба чехла происходит перераспределение расхода и подогрева теплоносителя в поперечном сечении ТВС. Приближение твэлов к чехлу ТВС приводит к перегреву оболочки твэлов и к росту неравномерности температуры по периметру твэлов в сечении ТВС по центру активной зоны. Локальное формоизменение решетки твэлов (смещение твэлов от номинального положения,

их прогиб) приводит к локальным "горячим" пятнам. Наибольшие перегревы и азимутальные неравномерности температуры твэлов возникают за счет деформации решетки с образованием плотноупакованной ячейки твэлов (гипотетическая максимальная локальная деформация пучка). В этом случае перегрев оболочки может быть весьма большим. Но при появлении даже небольшого зазора между твэлами перегрев оболочки резко уменьшается.

Большую важность представляют собой вопросы тепломассообмена в деформированных каналах ТВС, в том числе в пристенных зонах, когда механизм тепломассообмена оказывается несколько иным, чем в центральных зонах ТВС с номинальной геометрией. Проведен комплекс экспериментальных и расчетных исследований в этой области при деформации чехла и решетки твэлов ТВС и при вариации зазора между пристенными твэлами и чехлом. Получена обобщенная зависимость по расчету коэффициентов межканального обмена в пристенных зонах ТВС, дополняющая ранее полученные зависимости для межканального обмена в центральных зонах ТВС. Таким образом замкнута система необходимых параметров для строгого решения системы уравнений движения и энергии с целью проведения современного теплогидравлического обоснования активных зон быстрых реакторов. Это позволило разработать программы теплогидравлического расчета ТВС быстрых реакторов (ТЕМП, ТЕМП-М, МИФ, ТЕМПР), учитывающие воздействие различных факторов на поля скорости и температуры в ТВС, апробированные на большом экспериментальном материале.

Систематизация большого материала по теплогидравлике быстрых реакторов позволила разработать "Методические указания и рекомендации по теплогидравлическому расчету активных зон быстрых реакторов", выпущенные в 1988 г.

4. ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ТЕХНОЛОГИИ НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

4.1. Химия натрия

1. Проведен комплекс исследований температурной и концентрационной зависимостей термодинамической активности углерода в натрии с использованием в качестве средств измерения термодинамической активности углерода методом равновесных образцов-стандартов (сплавы Fe-Mn, Fe-Mn-Ni) и диффузионных датчиков углерода. Эксперименты проводились в температурном интервале 600-750 °C на экспериментальном циркуляционном натриевом стенде, выполненном из стали IOXIBH10T (в низкотемпературной зоне контура) и ЭН-732 (в высокотемпературной зоне). В качестве источников активности углерода использовались проточные камеры, заполненные помещенной в металлокерамические фильтры крошкой графита.

На основании этих экспериментов показано, что углерод растворяется в натрии в монокатомном состоянии, а для растворов углерода в натрии закон Генри выполняется вплоть до концентраций, близких к насыщению. Наиболее корректным уравнением предельной растворимости углерода в натрии является уравнение Лонгсона-Торкея.

2. Разработана методика численных расчетов полей термодинамической активности углерода в натрии в условиях неизотермического циркуляционного контура с учетом процессов растворения взвешенной фазы частиц углерода. Расчеты, выполненные на основе указанной методики применительно к условиям I контура реактора БН-600, показывают хорошее согласие с результатами экспериментальных измерений на выходе из ТВС реактора.

3. Выполнены исследования распределения отложений оксида и гидрида натрия на поверхности охлаждаемого канала методом измерения термического сопротивления слоя отложений. Эксперименты проводились на участке в виде охлаждаемой трубы ($\phi_{\text{вн}} = 54$ мм) при значениях чисел Рейнольдса для потока натрия от $Re = 7200$ до $Re = 19100$. Для создания необходимых уровней концентрации примеси в натрий подавался водород или кислород в газообразном состоянии. Количество накопленной в канале примеси при температурах натрия на входе и выходе из канала, соответственно равных $t_{\text{вх}} = 541 + 559$ °C; $t_{\text{вых}} = 435 + 475$ °C, определялось экспериментально путем переноса её в натриевый контур и измерением приращения примеси в нем. В результате проведенных экспериментов показано, что кристаллизация оксида натрия определяется диффузионным механизмом переноса, гидрида натрия - как диффузионным переносом, так и скоростью роста кристаллов.

4. Выполнены экспериментальные исследования кинетики разложения карбоната натрия в потоке натрия в условиях циркуляционного натриевого контура при температурах 385 + 755 °C. В экспериментах использовались поликристаллические стержни карбоната натрия. Показано, что конечными продуктами разложения карбоната натрия в натрии являются графит и оксид натрия. Графит образует пористую структуру на поверхности карбонатного стержня. При 700 °C в составе продуктов разложения карбоната обнаружен ацетирид натрия. Константа скорости потери массы твердого карбоната возрастает от $2 \cdot 10^{-7}$ до $8 \cdot 10^{-4}$ кг·м⁻²·с⁻¹ при возрастании температуры от 382 до 755 °C. В температурном интервале 500 + 755 °C эта константа может быть представлена в виде зависимости

$$\lg k = 4,55 - 7850/T$$

Энергия активации процесса разложения в указанном температурном интервале составляет $150 \text{ кДж} \cdot \text{моль}^{-1}$.

5. Проведено экспериментальное изучение превращений углеродосодержащих веществ в системе "натрий-турбинное масло-нержавеющая сталь" при температурах $350-550^\circ\text{C}$ в статических условиях. В экспериментах показано, что ацетирид натрия и конденсированные продукты, образующиеся в этой системе, составляют соответственно $0,03 + 0,04$ и $0,6$ весовых долей по отношению к количеству углерода, содержащегося в турбинном масле. Конденсированные продукты гидролиза масла находятся главным образом на границе раздела натрий-газовая фаза.

6. На основе балансных уравнений рассмотрен массоперенос трития в зависимости от технологических параметров. Применительно к БН-600 проведен расчетно-теоретический анализ влияния эксплуатационных параметров на накопление трития в холодных ловушках I и II контуров и его потери в окружающую среду. Показано, что из общего количества трития, вырабатываемого в реакторе, 89% осаждается в ловушках I контура, $10,3\%$ - в ловушках II контура. Потери трития в окружающую среду составляют $1,8 \cdot 10^{-7} \text{ Ки/с}$, из них $94,7\%$ переходит в пароводяной контур.

Выполнено математическое описание процессов массопереноса трития в контурах БН-350 для нестационарных условий работы системы очистки натрия. На основе решения полученных уравнений даны оценки массопереноса трития в контурах установки. Показано, что за 10 лет работы установки в ловушках II контура накоплено $190 \dots 210 \text{ Ки}$ трития, в ловушках I контура - $59 \text{ 000} \dots 65 \text{ 400 Ки}$ трития. Потоки трития в окружающую среду через стенки I и II контуров равны $4,5 \cdot 10^{-16} \text{ кг/с}$ и $5,5 \cdot 10^{-18} \text{ кг/с}$, в III контур - 10^{-15} кг/с .

4.2. Качество натриевого теплоносителя действующих реакторов

Системы контроля за содержанием примесей на реакторах БН-350 и БН-600 включают пробковые индикаторы, пробоотборники, детекторы водорода (только на вторых контурах), электрохимические ячейки для определения кислорода (экспериментальные устройства).

В течение четырех лет (с 1984 г.) пробковые индикаторы на БН-350 и БН-600 работают безотказно. Содержание кислорода в натрии, измеренное с помощью пробковых индикаторов, соответствовало в основном диапазону $1-2 \text{ ч./млн.}$ (температура закипания $120-130^\circ\text{C}$), за исключением нескольких случаев, когда натрий был загрязнен во время ремонтных или каких-либо других работ, связанных со вскрытием контуров, и когда температура закипания повышалась до 200°C .

Пробы натрия I и II контуров БН-350 отбирались с помощью специального пробоотборника. На I контуре БН-600 отбор проб натрия осуществлялся с помощью полуавтоматического проточного пробоотборника, а на II контуре - с помощью малогабаритного переносного пробоотборника.

Пробы натрия анализировались на неметаллические примеси с помощью химического анализа, на металлические примеси - с помощью спектрального анализа и на радиоактивные примеси - путем спектрометрических измерений. Содержание примесей в натрии (средние значения за 1984-87 гг.) I и II контуров БН-350 и БН-600 даны в таблице.

Данные анализов за последние четыре года показали, что содержание примесей натрия было в допустимых пределах (за исключением калия во II контуре БН-350) и оставалось постоянным. Повышенное содержание калия в натрии II контура БН-350 произошло в результате

Таблица

Содержание примесей в теплоносителе
установок БН-350 и БН-600

Примеси	БН-350		БН-600	
	I контур	II контур	I контур	II контур
Углерод (сумма нелетучих соединений), ч/млн	27,0	26,8	6,3	18,5
Азот, ч/млн	3,0	2,8	2,6	3,5
Хлор, ч/млн	8,3	8,5	9,4	9,3
Калий, ч/млн	374	1837	701	504
Кальций, ч/млн	4,3	4,5	4,8	3,2
Железо, ч/млн	3,0	2,2	29,0	22,1
Натрий-22, Бк/ г Na	34,4	-	29,9	-
Цезий-137, Бк/ г Na	131	-	176,2	-
Цезий-134, Бк/ г Na	12,7	-	28,1	-
Иод-131, Бк/ г Na	-	-	25,0	-
Марганец-54, Бк/ г Na	2,8	-	0,5	-

ошибочного попадания сплава натрий-калий в теплоноситель II контура.

Концентрация водорода, измеренная в натрии II контура с помощью индикаторов водорода, была в диапазоне 0,05-0,15 ч/млн. Скорости поступления водорода были приблизительно $(1-1,2) \cdot 10^{-4}$ г/с для БН-600 и $(1,2 - 1,4) \cdot 10^{-5}$ г/с для БН-350.

5. СОЗДАНИЕ БАНКА ДАННЫХ ПО МАТЕРИАЛАМ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

В Физико-энергетическом институте ведутся работы по созданию проблемно-ориентированного Центра Данных "Материалы и элементы активных зон быстрых реакторов". Цель создания Центра Данных - обеспечение разработчиков ядерных энергетических установок с реакторами на быстрых нейтронах следующей информацией:

- конструктивные и теплогидравлические характеристики ТВС и твэлов быстрых реакторов;
- условия эксплуатации твэлов и ТВС активных зон и экранов быстрых реакторов;
- результаты экспериментальных исследований свойств конструкционных и делящихся материалов в исходном состоянии и после облучения;
- оцененные данные и зависимости свойств материалов элементов активных зон от различных факторов, полученные в результате анализа экспериментальных данных.

Проектирование и реализация Центра Данных ведется с учетом необходимости использования информации Центра Данных существующими и разрабатываемыми программными комплексами для расчетного моделирования и обоснования работоспособности активных зон быстрых реакторов.

Реализация баз данных осуществляется на ПЭВМ IBM PC/AT с использованием СУБД DBASE-III-plus.

Физико-энергетический институт предлагает странам-членам МРГБР объединить усилия по созданию совместного Центра Данных по материалам и элементам активных зон быстрых реакторов для обеспечения возможности обмена информацией между заинтересованными стра-

нами. В случае проявления заинтересованности по рассматриваемому вопросу на следующем заседании МРГБР можно было бы обсудить вопросы координации работ.

Физико-энергетический институт готов принять участие в разработке концепции совместного Центра Данных, единого формата представления данных, программного обеспечения для поддержки и функционирования баз данных.

A REVIEW OF THE UNITED KINGDOM FAST REACTOR PROGRAMME

J.I. BRAMMAN*, C.V. GREGORY**,
H.B. HICKEY*, R.C. WHEELER*

* UKAEA Fast Reactor Development Directorate,
Risley, Warrington, Cheshire

** UKAEA Dounreay Nuclear Power Development
Establishment,
Thurso, Caithness

United Kingdom

Abstract

The total electricity generating capacity in the UK is approximately 54 GW. Total electricity generation in 1988 was 288 TW hours, of which just over 20% was nuclear. In Scotland the percentage of electricity generated by nuclear stations was 49% of the total, and will exceed 60% in 1989. The privatization of the Electricity Supply Industry (ESI) in the UK (mentioned in last year's report) is proceeding on schedule. Although still owned by the Government, the industry will be vested and operated as separate private companies from 1 January 1990, and be offered for sale later. Considerable efforts are being made to ensure that the maximum benefits will be obtained from operating the PFR during the next five years. The main thrust of the UKAEA's programme continues to be towards the requirements of the EFR.

Reload 16 included the biennial maintenance and statutory inspection period. It was extended from its original 60 days by the need to carry out modifications aimed at improving the reliability of the protection systems designed to safeguard the components of the secondary circuit, including the IHXs, in the event of a sodium-water reaction in a steam generator unit, and by the need to inspect and repair the vessels of the steam generator units (refer to Section 3.2). Good progress was made with the fuel development programme. The leading experimental cluster of PE16-clad 6.6 mm diameter pins is continuing irradiation above 21% burnup and 150 dpa (NRT). The lead subassembly with 5.8 mm pins clad in PE16 has exceeded 17.6% burnup, 130 dpa (NRT). The leading subassembly with pins of the same type to have undergone complete PIE contained fuel at 16% burnup and PE16 clad at 116 dpa; these pins were found to be in very good condition. Radial blanket subassemblies have exceeded 2% burnup without failure.

In 1988/89 there was one reprocessing campaign in the PFR Reprocessing Plant lasting from November 1988 to February 1989. Feed material included irradiated fuel from 12 subassemblies irradiated in the PFR, some unirradiated subassemblies and loose pins and residues, in all containing 1.3t of Heavy Metal (HM) containing 242 kg plutonium. The cumulative totals since PFR fuel reprocessing started in 1980 are 159 subassemblies plus fabrication residues and 14.26t of HM containing 2.57t of plutonium.