

Специальные эксперименты были предприняты для изучения процессов, связанных с изменением температуры натрия на входе в реактор. В этих экспериментах исследовалась динамика расширения напорного коллектора реактора и влияние этого расширения на реактивность. Эксперименты будут использованы при построении полной модели обратной связи по реактивности.

Эксперименты по определению эффективной теплоемкости контуров и тепловых потерь в окружающую среду осуществлялись путем разогрева установки главными циркуляционными насосами и последующего ее охлаждения. При этом исследования проводились для различного числа петель; петля II контура в одном из экспериментов разогревалась и охлаждалась изолированно от I контура.

Экспериментальные исследования динамики установки будут продолжены на более высоких уровнях мощности.

Энергопуск установки

С самого начала пуско-наладочных работ на установке БН-350 в соответствующих планах и мероприятиях под энергопуском понимался не какой-то определенный момент достижения заданных параметров, а комплекс работ ис-

следований. Он включал поэтапный и постепенный подъем мощности и параметров с проведением на каждой ступени запланированных экспериментов, анализом их результатов и результатов эксплуатации оборудования.

16 июля 1973 г. от пара БН-350 заработал один из турбогенераторов, подключенный к энергосистеме; остальное тепло используется для опреснения морской воды для г. Шевченко.

Поступила в Редакцию 22/X 1973 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Лейпунский А. И. и др. Атомная электростанция БН-350. В кн.: Тр. Симп. стран — членов СЭВ «Состояние и перспективы работ по созданию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах». Т. 1. Обнинск, ОНТИ ФЭИ, 1968, с. 423.
2. Лейпунский А. И. и др. Натриевая технология и оборудование реактора БН-350. — «Атомная энергия», 1967, т. 22, с. 13.
3. Лейпунский А. И. и др. Сооружение атомной электростанции с реактором БН-350. — «Атомная энергия», 1967, т. 23, с. 409.
4. Лейпунский А. И. и др. Опыт проектирования и эксплуатации быстрых реакторов в СССР. — «Атомная энергия», 1971, т. 31, с. 344.
5. Бакаштин Р. П. и др. Пуско-наладочные работы на основных контурах реактора БН-350. Сообщение на заседании Координационного научно-технического совета по быстрым реакторам. Прага, март 1973 г.

Исследования физических характеристик при пуске реактора БН-350

ОРЛОВ В. В., ПОМЕРАНЦЕВ Г. Б., ЮРЧЕНКО Д. С., ВАСИЛЕНКО К. Т., ДУБОВСКИЙ Б. Г., КАЗАНСКИЙ Ю. А., КИСЕЛЕВ Г. В., КИСИЛЬ И. М., КУЛАКОВСКИЙ М. Я., МАТВЕЕВ В. И., СКОРИКОВ Н. В., ТРОЯНОВ М. Ф., УСЫНИН Г. Б., ГОЛУБЕВ В. И., ВАЙМУГИН А. А., ВОРОПАЕВ А. И., ДУШИН П. Г., ЗИНОВЬЕВ В. П., ЛЮБЧЕНКО В. Ф., МАМОНТОВ В. Ф., ТЮТЮННИКОВ П. Л. УДК 621.039.526:621.039.52.034.6:621.039.519

Реактор БН-350, сооруженный в г. Шевченко, является первым быстрым реактором промышленного назначения. Пуск этого реактора — важнейший этап освоения быстрых энергетических реакторов в программе развития ядерной энергетики СССР.

Проектная тепловая мощность реактора 1 Гвт. Реактор охлаждается натрием. Горючим является двуокись обогащенного урана. Конструкция реактора описана в работах [1—3].

В 1972 г. были начаты пуско-наладочные работы по отдельным системам реактора и комплексные пусковые работы. 29 ноября 1972 г.

реактор достиг критичности. Затем на реакторе выполнена программа исследований статических физических характеристик, включающая измерения эффективности стержней управления, эффективности топливных пакетов, натриевого пустотного эффекта реактивности, температурного коэффициента реактивности, распределения различных реакций по объему активной зоны и экрана, гидродинамического и барометрического эффектов реактивности.

После выполнения этой программы на реакторе началась подготовка к выходу в энергетический режим работы.

Расчетные и экспериментальные обоснования физических характеристик реактора

При проектировании реактора БН-350 выполнен большой объем расчетно-теоретических методических и экспериментальных работ по обоснованию его физических характеристик.

В результате разработки системы констант, учитывающей резонансную блокировку сечений, в 1963 г. создана хорошо известная 26-групповая система констант [4]. Со временем эта система констант совершенствовалась и развивалась главным образом в связи с появлением новой информации о сечениях взаимодействия нейтронов. По мере корректировки констант пересматривались и уточнялись физические характеристики реактора.

Для расчета реактора использовали, как правило, диффузионное приближение. Обоснованность его применения проверена сравнениями с более высокими приближениями. Значительная часть расчетов выполнена в одномерной геометрии с помощью простых и эффективных программ [5]. Значения лапласианов, необходимые для учета поперечной растечки нейтронов, определены по программам, основанным на синтетических методах [6, 7], которые использованы также для расчета изменения изотопного состава горючего и характеристик реактора при различном выгорании. На решающих стадиях расчета для уточнения результатов и детализации нейтронных полей использованы программы расчета в двумерной геометрии [5].

Для определения эффектов реактивности и расчета эффективности стержней управления широко применяется также теория возмущений. В последнем случае методы теории возмущений комбинировались с прямыми расчетами центрально расположенных стержней [8].

В ходе разработки реактора выполнена обширная программа экспериментальных исследований физических моделей реактора на стенде БФС-1. Программа охватывала изучение в различных состояниях реактора критических параметров, эффективности образцов различных материалов и макетов стержней управления и защиты, спектральных характеристик, распределения скоростей реакций, натриевого коэффициента реактивности и др. Результаты этих работ и их анализ приведены в работах [9—12].

Результаты моделирования реактора на стенде БФС использованы двумя способами. Во-первых, проводили прямой обсчет всех экспе-

риментальных результатов теми же методами с теми же константами, которые применялись для расчета реактора. Во-вторых, по теории возмущений «переносили» характеристики критической сборки на характеристики реактора с учетом отличий состава и геометрии сборки и реактора. Эти два метода сравнения давали очень близкие результаты.

Однако и расчеты, и моделирование не могли охватить всех деталей конструкции реактора, реального состава и геометрии. Существенно отличается расположение различных материалов в сборке и реакторе. Такие характеристики, как температурный и мощностной эффекты реактивности, вообще не могут быть изучены на критической сборке.

Поэтому измерения физических характеристик БН-350 непосредственно на реакторе явились первым серьезным экзаменом всей концепции расчетно-теоретических и экспериментальных работ по обоснованию физики энергетического быстрого реактора.

Достижение критического состояния. Критическая масса

Перед загрузкой топливных пакетов активной зоны I контур и бак реактора наполнены натрием, загружены пакеты бокового экрана, все стержни системы управления и защиты, в активной зоне находились стальные пакеты-имитаторы. Температура натрия поддерживалась с помощью электрообогрева на уровне 220—230°С. Циркуляция натрия обеспечивалась работой двух насосов при пониженной скорости вращения (25% номинальной).

При наборе критической массы и проведении физических измерений реактор был оборудован специальной пусковой аппаратурой, обеспечивающей надежный контроль начиная с загрузки первых пакетов активной зоны при пусковом нейтронном источнике относительно небольшой интенсивности ($5 \cdot 10^8$ нейтр/сек). Загрузка активной зоны реактора проводилась с центра замещением пакетов-имитаторов топливными пакетами. После загрузки каждой партии пакетов «взвешивали» борные стержни методом обратного умножения. Топливные стержни — компенсаторы выгорания — в процессе загрузки активной зоны не перемещались и находились в нижнем положении. При построении экстраполяционной кривой учитывали изменение эффективности детекторов нейтронного потока, связанное с изменением размера активной

зоны. Это позволило существенно линеаризовать кривую обратного умножения и уточнить экстраполяции в процессе набора критической массы.

Критическая масса реактора с полностью выведенными из активной зоны борными стержнями с поправкой на замену пускового источника топливным пакетом составляет 201 пакет. Расчетная величина ~200 пакетов.

Эффективность стержней управления и защиты

Система управления и защиты реактора содержит 12 стержней [1]: два борных стержня автоматического регулирования (АР), три борных стержня аварийной защиты (АЗ), один борный стержень для компенсации температурного и мощностного эффектов реактивности (ТК) и шесть компенсирующих пакетов (КП) для компенсации потери реактивности при выгорании.

В борных стержнях использован карбид бора, обогащенного до 60%. Компенсирующие пакеты состоят из двух частей: поглощающей — из окиси обедненного урана и топливной — из топливных элементов активной зоны.

Эффективность стержней измерена несколькими методами. Относительная эффективность определена методом обратного умножения в подкритическом состоянии и методом перекомпенсации в критическом состоянии. Абсолютная градуировка проведена по периоду разгона реактора с помощью прецизионного периодомера, а также по измерению положительных (при разгоне) и отрицательных изменений реактивности (при введении поглощающего стержня в активную зону) с помощью аналогового реактиметра, настроенного на расчетные параметры запаздывающих нейтронов реактора.

При измерениях методом перекомпенсации реактиметр позволял достигать компенсации реактивности с точностью $7 \cdot 10^{-6} \Delta k/k$. Различные методы измерений дали результаты, совпадающие в пределах ошибок методов.

Стержни АР, ТК и АЗ

Измерялась эффективность четырех стержней АР. Стержни АР-1Ф и АР-2Ф после физических измерений заменены штатными, для которых повторены измерения эффективности (АР-1 и АР-2).

Эффективность борных стержней, % $\Delta k/k$

Таблица 1

Стержни	Измерения	Проект
АР-2Ф	$0,128 \pm 0,003$	—
АР-1Ф	$0,256 \pm 0,006$	0,21
АР-1	$0,238 \pm 0,007$	0,21
АР-2	$0,232 \pm 0,007$	0,21
ТК	$0,80 \pm 0,03$	0,90
АЗ-1	$1,08 \pm 0,05$	1,06
АЗ-2	$1,03 \pm 0,05$	1,06
АЗ-3	$1,07 \pm 0,05$	1,11

Эффективность температурного компенсатора получена методом перекомпенсации по измеренной эффективности компенсирующих пакетов.

При определении эффективности стержней АЗ использованы два метода: измерения по обратному умножению и по сбросу стержней с измерением реактиметром вводимой реактивности. Такие измерения проводились многократно. Результаты измерений, а также проектные значения эффективности приведены в табл. 1.

Компенсирующие пакеты КП

Эффективность одного КП измеряли по периоду разгона реактора с помощью периодомера. Эффективность остальных КП определяли методом перекомпенсации. Кроме того, эффективность каждого КП измеряли реактиметром при погружении стержня. Все эти методы дали результаты, согласующиеся в пределах экспериментальных погрешностей. Результаты измерений и их сравнение с проектными данными приведены в табл. 2.

Эффективность компенсирующих пакетов, % $\Delta k/k$

Таблица 2

Пакеты	Измерения	Проект
КП ₁	$0,190 \pm 0,005$	0,208
КП ₂	$0,189 \pm 0,005$	0,199
КП ₃	$0,190 \pm 0,005$	0,199
КП ₄	$0,194 \pm 0,005$	0,208
КП ₅	$0,178 \pm 0,005$	0,193
КП ₆	$0,174 \pm 0,005$	0,199

Интерференция стержней управления

Измерения показали, что между стержнями АР интерференция не выходит за пределы ошибки измерений. Такой же вывод сделан для стержней ТК и АР, а также ТК и АЗ. Эффективность стержней КП, расположенных близко к погруженному стержню ТК, на ~15% меньше, чем при поднятом ТК.

При анализе интерференции стержней АЗ отмечена некоторая тенденция к уменьшению определенной сбросом эффективности двух и трех стержней по сравнению с методом обратного умножения. Возможное объяснение этого — отсутствие учета источника нейтронов в уравнениях кинетики, решаемых реаксиметром.

Результаты измерений эффективности стержней управления показали, что максимальное отличие эффективности стержней от проектных составляет ~10%. Регулирование и аварийная защита обеспечиваются в соответствии с проектом. Достаточность системы компенсации будет определена после работы реактора на мощности.

Эффективность топливных пакетов

Эффективность топливных пакетов определяли методом перекомпенсации по отградуированному компенсирующему пакету. Перекомпенсация делалась таким образом, чтобы после перестановки исследуемых пакетов и перемещения компенсирующего пакета реактор имел положительную реактивность 0,01—0,07% $\Delta k/k$.

Измеренные эффективности пакетов в активной зоне при замене пакета на натрий составили 0,145—0,203% $\Delta k/k$. Ошибка измерений 0,007% $\Delta k/k$. Расчетные значения, определенные по теории возмущений, оказались близкими к экспериментальным с учетом ошибки измерений. Знак и величина небольших отличий измеренных и рассчитанных эффективностей зависит от места расположения пакета.

Были также измерены эффекты реактивности при замене пакетов бокового экрана пакетами активной зоны. Эти эффекты оказались равными 0,11—0,13% $\Delta k/k$ и достаточно хорошо согласуются с расчетом.

Натриевый пустотный эффект реактивности

Эффект измеряли с помощью специальных заглушенных пакетов без натрия, поставленных в реактор вместо топливных пакетов. После

каждой установки заглушенных пакетов в разные места реактора все борные стержни поднимали в верхнее конечное положение и измеряли период разгона. Затем пакеты извлекали из реактора, разгерметизировали и вновь устанавливали в те же места, после чего опять измеряли период разгона.

Разность периодов позволила определить искомым эффект. Поскольку измеряемый эффект мал, то одновременно симметрично относительно центра устанавливались 2—3 пакета.

Основная ошибка этих измерений связана с температурной поправкой на отличие состояний, измеренных в разные моменты времени, и с неточностью воспроизводимости одного и того же состояния реактора. Перед каждым измерением состояния реактора проверялось одно и то же основное состояние реактора с одинаковой загрузкой активной зоны. Использование данных по воспроизводимости основного состояния позволило получить сравнительно небольшую величину ошибки эффекта. Особое внимание в этих измерениях уделено тщательному контролю температуры реактора.

Результаты измерений натриевого пустотного эффекта реактивности, приведенные в табл. 3 вместе с расчетными данными, полученными по теории возмущений, показали, что эффект полного удаления натрия из одного пакета отрицателен во всех ячейках активной зоны и экрана. Следует отметить, что расчеты по теории возмущений дают достаточно хорошее представление о величине эффекта удаления натрия из одного пакета.

Второй способ измерений натриевого эффекта состоял в следующем. Вместо топливного пакета устанавливали чехлы, в которых имелись гер-

Эффект полного удаления натрия из одного пакета активной зоны и экрана при температуре 220—230° С ($\times 10^{-5} \Delta k/k$) Таблица 3

Место измерений	Расстояние от центра активной зоны, см	Эксперимент	Расчет
Зона малого обогащения	9,85	$-6,7 \pm 1,5$	-3,0
	19,7	$-4,6 \pm 1,5$	-3,4
	39,4	$-6,5 \pm 1,5$	-5,5
	54,6	$-10,1 \pm 1,5$	-8,1
Зона большого обогащения	59	$-7,4 \pm 1,0$	-9,6
	69	$-9,8 \pm 1,0$	-13,1
	78,7	$-8,8 \pm 1,0$	-7,1
Экран	98,5	$-1,8 \pm 1,5$	-0,2

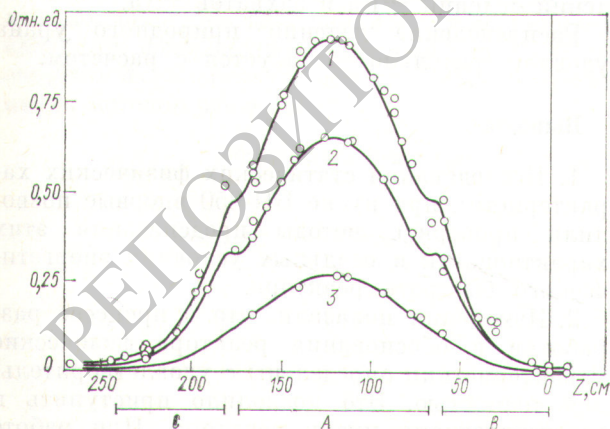
метичные газовые объемы разной высоты, без горючего. Измерения с четырьмя типами чехлов позволили определить эффект перемещения газового объема по высоте чехла и показали необходимость введения сложных поправок для учета утечки нейтронов вдоль чехла, гетерогенности, разблокировки, замедления, что значительно затрудняет интерпретацию экспериментальных результатов.

Температурный коэффициент реактивности

На стадии физических экспериментов проводили оценочные измерения температурного коэффициента реактивности. Температура изменялась за счет электрообогрева и циркуляции натрия через холодные ловушки окислов в условиях малого расхода натрия по реактору (работали два насоса на пониженных оборотах). Измерения проводили при температуре 150—240° С. Асимптотический температурный коэффициент реактивности в интервале 200—240 и 160—180° С оказался равным $(3,4 \pm 0,2) \cdot 10^{-5}$ и $(3,9 \pm 0,2) \cdot 10^{-5} \Delta k/k/^\circ \text{C}$ соответственно.

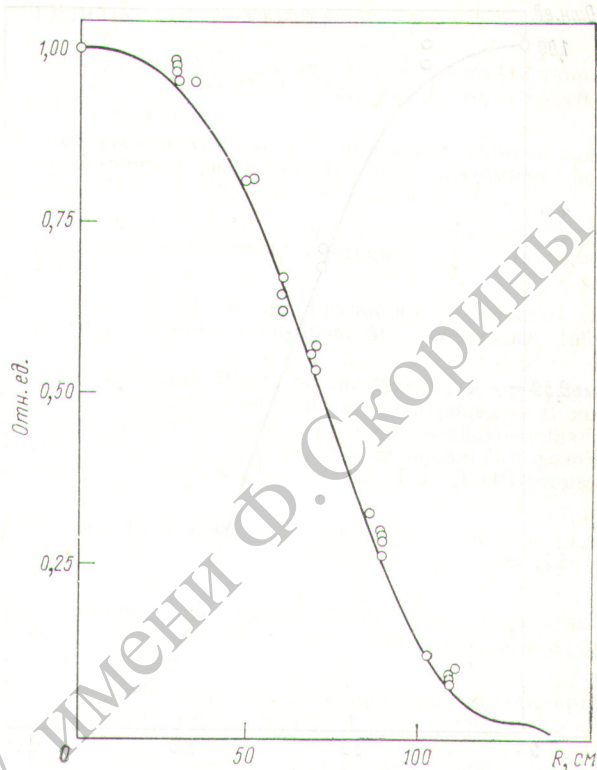
Эксперименты обнаружили некоторую нелинейность температурного эффекта, которая не может быть объяснена только лишь нелинейностью доплеровского эффекта. По-видимому, наиболее вероятная причина такой нелинейности в недостаточной стабилизации температур в условиях слабой циркуляции натрия.

Расчетная величина температурного коэффициента реактивности при 250° С равна $\sim 2,8 \cdot 10^{-5} \Delta k/k/^\circ \text{C}$.



Р и с. 1. Распределение делений ^{235}U по высоте реактора на разных расстояниях R от вертикальной оси:

А — активная зона; В — верхний отражатель; С — нижний отражатель; 1 — $R=0$ и 29,5 см; 2 — $R=59$ см; 3 — $R=88,5$ см.



Р и с. 2. Радиальное распределение делений ^{235}U .

Барометрический и гидродинамический эффекты реактивности

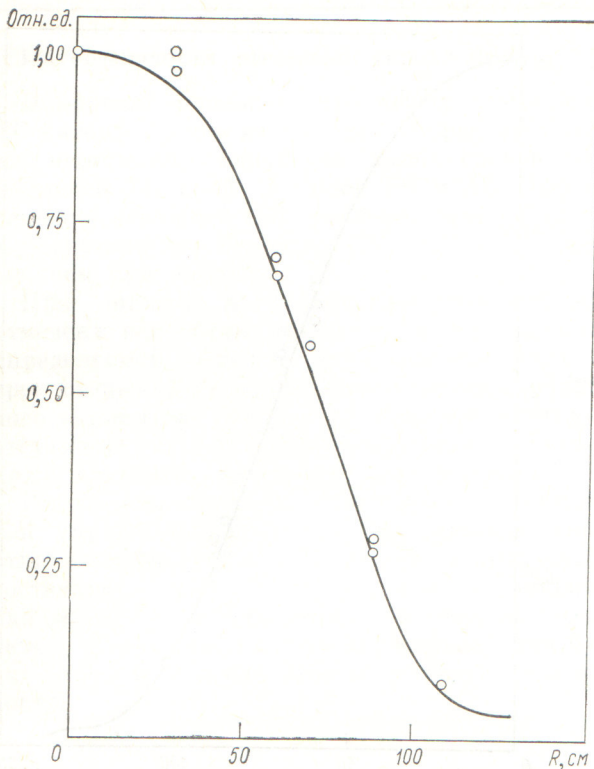
Многочисленные изменения давления инертного газа в реакторе при различных расходах натрия не дали никаких изменений реактивности. Это говорит об отсутствии какого-либо накопления газа в активной зоне.

Измерения эффектов реактивности при включении и выключении насосов I контура показали, что выключение приводит к небольшому положительному эффекту реактивности, равному для четырех и трех насосов $4,2 \cdot 10^{-4}$ и $3,2 \cdot 10^{-4} \Delta k/k$ соответственно.

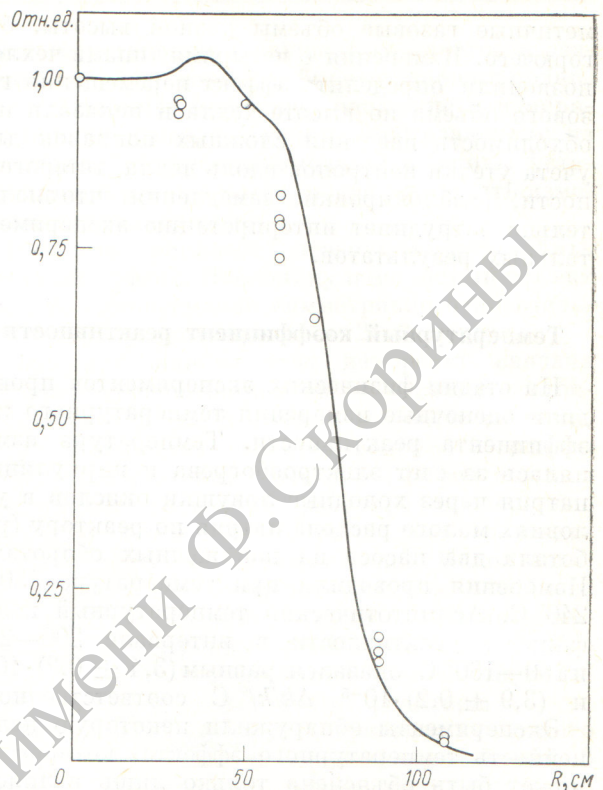
Эти эффекты значительно меньше максимальных гипотетических, равных $\sim 3 \cdot 10^{-3} \Delta k/k$.

Распределение плотности различных реакций

Относительные распределения плотности различных реакций по объему реактора измерены активационным методом с помощью специальных измерительных пакетов, имеющих конструкцию, аналогичную топливным (центральные твэлы в них удалены). В образованный та-



Р и с. 3. Радиальное распределение делений ^{239}Pu .



Р и с. 4. Радиальное распределение делений природного урана.

ким образом канал вставляли стальную ампулу с набором различных индикаторов по всей ее высоте.

Измерительные пакеты устанавливали в реактор вместо соответствующих топливных пакетов и облучали в течение нескольких часов. Затем пакеты извлекали, ампулу вытаскивали, вскрывали, и индикаторы поступали на обсчет. За одну экспозицию облучалось семь пакетов. Измеряли распределения следующих реакций: деление ^{235}U , природного урана, плутония; захват ^{238}U , натрия, золота, меди, марганца, никеля, алюминия.

На рис. 1—5 показаны основные результаты измерений и их сравнение с расчетными данными, полученными из двумерных диффузионных расчетов.

Распределение делений ^{235}U по высоте активной зоны хорошо согласуется с расчетом. Наблюдаются несколько более высокие значения измеренных скоростей делений в середине верхнего торцового экрана. В то же время в нижнем торцовом экране согласие расчета и эксперимента оказалось значительно лучше. В связи с тем что деление ^{235}U в торцовых экранах дает

малый вклад в общую мощность, эти расхождения не имеют практического значения. Радиальные распределения делений ^{235}U достаточно хорошо согласуются с расчетом; возможная ошибка измерений составляет 5—10%. Такое же заключение можно сделать и для распределений делений ^{239}Pu и захватов ^{23}Na .

Распределение делений природного урана удовлетворительно согласуется с расчетом.

Выводы

1. Исследования статических физических характеристик при пуске БН-350 впервые позволили проверить методы предсказания этих характеристик в реальных условиях энергетического быстрого реактора.

2. Измерения показали, что в процессе разработки и обоснования реактора физические характеристики определены с удовлетворительной точностью. Это позволило приступить к энергетическому пуску реактора. При работе реактора на мощности будут определены мощностной эффект реактивности и эффект выгорания горючего, выяснена достаточность системы

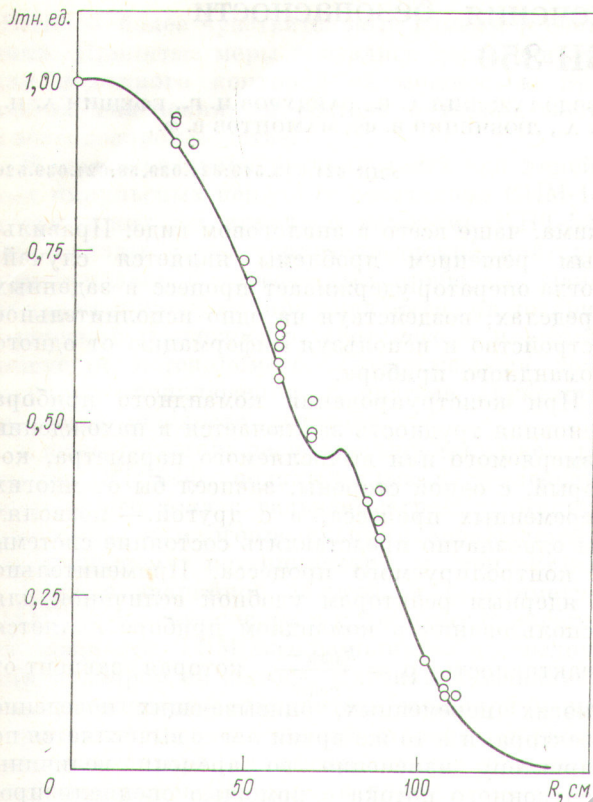


Рис. 5. Радиальное распределение захвата ^{23}Na .

компенсации реактивности, определено время непрерывной работы.

3. Совокупность расчетных данных, результатов измерений на модельных критических сборках и непосредственно на реакторе дает новые возможности для анализа точности предсказаний физических характеристик быстрых энергетических реакторов и для усовершенствования методов расчетов.

Поступила в Редакцию 22/X 1973 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Лейпунский А. И. и др. Атомная электростанция БН-350.— Amer. Nucl. Soc., Suppl. to ANS—100, 1965, p. 15.
2. Лейпунский А. И. и др. Сооружение атомной электростанции с реактором БН-350.— «Атомная энергия», 1967, т. 23, вып. 5, с. 409.
3. Багдасаров Ю. Е. и др. Технические проблемы реакторов на быстрых нейтронах. М., Атомиздат, 1969.
4. Абагян Л. П. и др. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1964.
5. Николайшвили Ш. С. и др. Методы и программы расчета реакторов на быстрых нейтронах.— В кн.: Труды трехстороннего советско-бельгийско-голландского симпозиума по некоторым проблемам физики быстрых реакторов, т. 1. М., Изд. ЦНИИатоминформ, 1970.
6. Хромов В. В. и др. В кн.: Некоторые вопросы физики и техники ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1965, с. 51.
7. Кузьмин А. М., Хромов В. В. В кн.: Инженерно-физические вопросы ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1966, с. 33.
8. Орлов В. В. и др. Основные принципы выбора органов регулирования быстрых энергетических реакторов и температурные и мощностные эффекты быстрых реакторов.— Kernenergie, 1969, Bd. 12, H. 4, S. 112.
9. Лейпунский А. И. и др. Обзор работ по физике быстрых реакторов, выполненных на реакторах БР-1, ИБР и БФС.— В кн.: Тр. Симп. стран — членов СЭВ «Состояние и перспективы работ по созданию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах», т. 2. Обнинск, ОНТИ ФЭИ, 1968, с. 177.
10. Орлов В. В. и др. Экспериментально-расчетные исследования физики органов регулирования реактора БН-350 на сборке БФС-22.— Препринт ФЭИ-306; Обнинск, 1972.
11. Скряткин А. М. и др. Расчетные исследования гетерогенных эффектов в критических сборках.— В кн.: Физика ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1968, вып. 1, с. 106.
12. Бондаренко В. В. и др. Proc. Symp. Fast Reactor Physics, v. II. IAEA, Vienna, 1968, p. 305.