

ДК 621.039.534

Измерения расхода теплоносителя радиационными методами и мощности на первом блоке Армянской АЭС

БОГАЧЕК Л. Н., ЕГОРОВ А. Л., ЛЫСЕНКО В. В., МУСОРИН А. И., ПАРСАДЯН М. М., ПРУДНИКОВА О. П., РЫМАРЕНКО А. И., ТЕВАНЯН А. Г., ТИМЧЕНКО В. Л., ЦЫПИН С. Г., ШМОНДИН В. А.

Расход теплоносителя первого контура является одним из параметров, необходимых для определения тепловой мощности блока АЭС [1]. Точные и оперативные измерения расхода дают возможность установить постоянный контроль теплового режима реактора и обеспечить оптимальный режим работы АЭС. Наоборот, отсутствие приемлемых приборов измерения расхода теплоносителя, например на АЭС Сан-Оноффр [2], явилось одной из причин длительной задержки выхода станции в номинальный режим.

При эксплуатации блоков АЭС тепловую мощность необходимо измерять с достаточной точностью [3]. К сожалению, на АЭС до сих пор не существовало простого устройства, с помощью которого можно было бы оперативно и точно (с погрешностью 1—2%) определить ее значение. Одним из наиболее перспективных для использования на АЭС является радиационный метод измерения расхода теплоносителя первого контура [4] и тепловой мощности [5]. В работе [6] впервые по данным исследований на первом и третьем блоках НВАЭС показана возможность использования этих методов.

В настоящей работе обсуждаются результаты измерений расхода теплоносителя на всех шести главных циркуляционных петлях (ГП) и тепловой мощности первого блока Армянской АЭС

(ААЭС). Для измерений расхода теплоносителя использовали метод, основанный на регистрации распада активности ^{16}N при циркуляции теплоносителя в ГП; для измерений тепловой мощности — принцип, в основе которого лежит регистрация плотности потока нейтронов под корпусом реактора. Для практической реализации выбранных методов были разработаны и установлены на первом блоке ААЭС измеритель расхода (ИР) в виде системы из 12 экспериментальных каналов над трубопроводом первого контура с расположенными в них датчиками, а также измеритель мощности (ИМ), расположенный под реактором (рис. 1).

Измерение расхода теплоносителя первого контура. В качестве датчиков использовали высокостабильные счетчики Гейгера — Мюллера СИ-ЗБГ. Датчики располагали над трубопроводом первого контура в специальных коллиматорах для выделения определенного и строго фиксированного обмена теплоносителя.

Первый датчик регистрирует интенсивность γ -излучения ^{16}N теплоносителя первого контура на участке ГП, расположенном на выходе из реактора (первая точка детектирования ТД-1); второй — после прохождения теплоносителем парогенератора на входе ГП в реактор (вторая точка детектирования ТД-2).

Расход теплоносителя G в каждой ГП определяли исходя из отношения скоростей счета расположенных на ней датчиков N_1 и N_2 по уточненной формуле

$$G = 2\lambda V \left[\ln \frac{N_1}{N_2} + \ln \frac{N_{12}}{N_{21}} + 2 \ln \frac{\rho_2 G_0(\rho_2)}{\rho_1 G_0(\rho_1)} \right],$$

где λ — постоянная распада ^{16}N ($0,0971 \text{ с}^{-1}$); V — эффективный объем теплоносителя в ГП между сечениями трубопровода, проходящими через точки детектирования ($13,6 \text{ м}^3$); N_{12} — скорость счета второго датчика, помещенного в первую точку ТД-1; N_{21} — скорость счета первого датчика, помещенного в ТД-2 *; ρ_i — плотность теплоносителя в i -й точке детектирования; $G_0(\rho)$ — функция ослабления источни-

* Введением в знаменатель приведенной формулы члена $\ln N_{12}/N_{21}$ учитывается различие эффективностей регистрации γ -излучения датчиками.

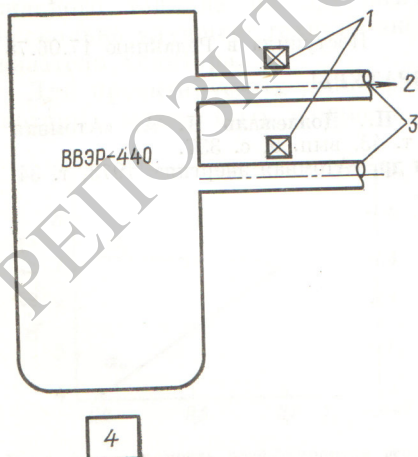


Рис. 1. Схема расположения датчиков ИР и ИМ:
1 — датчики ИР; 2 — к парогенератору; 3 — ГП; 4 — ИМ

Расход теплоносителя первого контура в пяти режимах, м³/ч

Режим	№ пелли	$G(\Delta p)_i$	G_i	$\bar{G}$	$\bar{G} \times 6$	$\sum_{i=1}^6 G(\Delta p)_i$
1	1	7600	8280	7860	47140	46750
	2	7850	—			
	3	7590	7930			
	4	7860	7360			
	5	7870	—			
	6	7980	—			
2	1	7570	8330	7700	46200	46720
	2	7900	—			
	3	7600	7860			
	4	7870	7200			
	5	7870	7410			
	6	7910	—			
3	1	7660	8370	7670	46030	46750
	2	7940	—			
	3	7580	7890			
	4	7850	7100			
	5	7930	7330			
	6	7790	—			
4	1	7590	8440	7860	47140	46530
	2	7970	7900			
	3	7620	—			
	4	7630	7310			
	5	7900	7800			
	6	7820	—			
5	1	7620	8470	7700	46230	46480
	2	7960	7660			
	3	7580	—			
	4	7630	7270			
	5	7870	7410			
	6	7820	—			

ка γ -излучения * в зависимости от плотности его вещества (теплоносителя).

Была рассчитана функция $G_0(\rho)$ по программе НЦ [7], позволяющей проводить расчет поля γ -излучения от набора толстостенных цилиндрических слоев в произвольной геометрии. При этом относительные значения $G_0(\rho)$ получены с математической погрешностью не хуже 0,1%. Полученная зависимость функции $\rho G_0(\rho)$ от температуры в диапазоне от 230 до 300 °C приведена на рис. 2, откуда следует, что для номинальной мощности блока АЭС с реактором типа ВВЭР-440 ($t_1 = 297$ °C для ТД-1 и $t_2 = 268$ °C для ТД-2) отношение $\rho_2 G_0(\rho_2) / \rho_1 G_0(\rho_1)$ составляет 1,04. Неучет члена

* Под источником понимается объем теплоносителя в трубопроводе первого контура, γ -кванты из которого без взаимодействия с веществом коллиматора могут попадать в датчик.

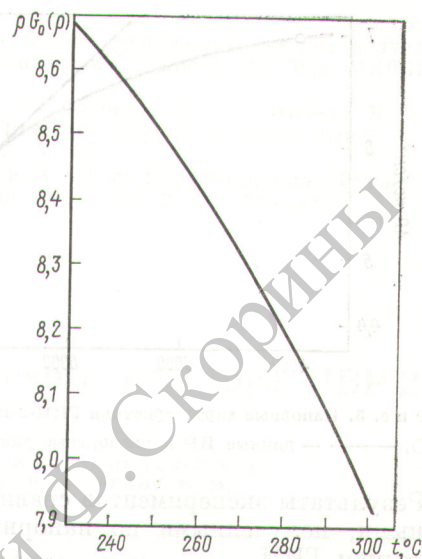
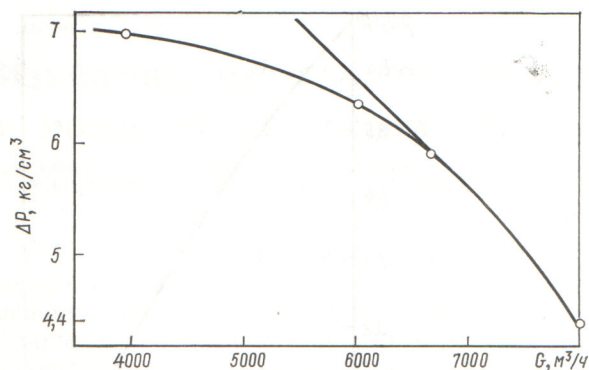


Рис. 2. Зависимость функции $\rho G_0(\rho)$ от температуры теплоносителя

$2 \ln \frac{\rho_2 G_0(\rho_2)}{\rho_1 G_0(\rho_1)}$ в уточненной формуле приводит к завышению значения расхода примерно на 7%.

Отметим, что при выводе приведенной выше формулы полагали, что оба датчика установлены в идентичной геометрии относительно трубопровода ГП и регистрируют γ -кванты от равных «видимых» объемов теплоносителя. Были приняты меры для обеспечения высокой точности установки датчиков. Тем не менее из-за некоторой неидентичности геометрии расположения датчиков и коллиматоров относительно трубопровода Ду-500 наблюдалась определенная погрешность измерения расхода теплоносителя в ГП. Анализ факторов, являющихся источником этой погрешности, показал, что к ним относятся неидентичности установки двух датчиков относительно трубопровода и чувствительных объемов датчиков относительно коллиматоров, различные фоновые вклады γ -излучения концов трубы, проходящих через защитный коллиматор и др. Были вычислены поправки для учета фона γ -излучения. В итоге определена суммарная погрешность в измеренных значениях расхода теплоносителя в ГП первого блока ААЭС, равная 6—7%.

Проведена серия экспериментов по измерению посредством ИР стационарных расходов в ГП первого блока ААЭС на уровнях мощности реактора 20—50% номинальной. Одновременно определяли расход теплоносителя $G(\Delta p)_i$ по напорным характеристикам главных циркуляционных насосов ГЦН (см. таблицу).



Р и с. 3. Напорные характеристики ГЧН-2 первого блока ААЭС: ○, — данные ИР и паспортные данные

Результаты экспериментов сравниваются с данными, полученными по напорным характеристикам ГЧН.

Из данных таблицы следует, что максимальное отклонение расхода G_i от среднего значения расхода $\bar{G} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n G_i$ для каждого режима составляет $\pm 7\%$. Это не превышает расчетной погрешности расхода. Расход теплоносителя через активную зону реактора для различных режимов остается постоянным в пределах 2% и отличается от суммарного расхода, полученного по напорным характеристикам, не более чем на 2% .

Для получения дополнительных сведений о характеристиках ИР был выполнен специальный эксперимент. На одной из ГП (ГП № 2) ступенчато уменьшали расход теплоносителя путем неполного закрытия главной запорной задвижки. С помощью ИР был измерен расход теплоносителя G_i во всех петлях для пяти положений задвижки. Каждое положение фиксировали на 10 мин, которые необходимы для установления стационарного режима и проведения измерений (рис. 3). Из данных рис. 3 следует, что при малых расходах паспортные характеристики, определенные для ГЧН по перепаду давления Δp на стенде, отличаются от реальных, определенных на ВВЭР-440, в области меньше $7000 \text{ м}^3/\text{ч}$.

Посредством ИР удалось определить расход (обратный расход) теплоносителя в ГП, возникающий при обесточивании ГЧН. С этой целью отключали один из ГЧН при временно открытой задвижке и регистрировали временную зависимость показаний $N(t)$ обоих датчиков, расположенных на данной ГП. Промежуток вре-

мени, в течение которого значения функции $N(t)$ для обоих датчиков постоянны, характеризуются постоянством обратного расхода в ГП. При этом обратный расход, определенный по приведенной выше формуле, равен $3600 \text{ м}^3/\text{ч}$, что составляет 44% прямого расхода через эту петлю. Есть и другие возможности использования ИР, в частности при исследовании нестационарных расходов.

Измерение тепловой мощности ядерного реактора. Датчик ИМ расположен под реактором довольно далеко от местных источников возмущения потока нейтронов, выходящих из реактора. Этот датчик регистрирует нейтроны, выходящие из корпуса реактора в районе активной зоны, которые, отражаясь от бетонной защиты, проходят по кольцевому зазору вниз через лабиринт в датчик ИМ.

Нейтроны регистрируются ИМ путем конверсии их в γ -излучение в цилиндрической полиэтиленовой мишени диаметром 200 мм , в которой расположены гамма-счетчики Гейгера — Мюллера. Внешнее γ -излучение отсекают от мишени и счетчиков свинцовым экраном толщиной 200 мм . При необходимости гамма-счетчики меняют с помощью специального канала, выведенного в полуобслуживаемое помещение. Показания счетчиков регистрируют с помощью аналоговых и цифровых индикаторов, расположенных на блочном щите управления ААЭС.

Для абсолютной градуировки относительных показаний ИМ в единицах тепловой мощности были проведены совместные измерения тепловой мощности реактора W_T (в диапазоне $40—85\%$ номинальной) методом сведения теплового баланса и показаний ИМ — $N_{\text{ИМ}}$. По этим данным методом наименьших квадратов была получена линейная зависимость W_T от $N_{\text{ИМ}}$. При этом коэффициент корреляции $r_{N_{\text{ИМ}} W_T} = 0,9997$. Это значение позволяет получить (при градуировке для числа совместных измерений $n \geq 4$ на различных уровнях тепловой мощности) доверительный интервал для значений тепловой мощности реактора $\pm 0,02 W_T$ в диапазоне изменений тепловой мощности $20—100\%$ (при уровне надежности 95%) с помощью измерителя мощности. Таким образом, указанная выше методика корреляционных измерений тепловой мощности реактора типа ВВЭР дает возможность существенно уточнить тепловую мощность реактора блока ВВЭР-440.

Авторы выражают благодарность В. А. Сидоренко за интерес к работе и ценные замечания.

Поступила в Редакцию 11.09.78

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Сидоренко В. А. Вопросы безопасности работы реакторов ВВЭР. М., Атомиздат, 1977.
2. Ortega J., Johnson C., Baskin K. «Nucl. Safety», 1970, v. 11, N 2, p. 142.
3. Овчинников Ф. Я. и др. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов М., Атомиздат, 1977.
4. Howard D. Patent USA, N 2. 841.73, 1958.

5. Цыпин С. Г. и др. В кн.: Тезисы докл. Всесоюз. научной конф. по защите от ионизирующих излучений ядерно-технических установок М., изд. МИФИ, 1974, с. 103.
6. Рымаренко А. И. Болберов А. А., Лысенко В. В. В кн.: Труды Всесоюз. теплотехн. ин-та. Вып. 2. М., «Энергия», 1974, с. 31.
7. Бычков Я. А. и др. В кн.: Радиационная безопасность и защита АЭС. Вып. 3. М., Атомиздат, 1977, с. 141.

УДК 621.039.526.621.039.55

Физический пуск импульсного исследовательского реактора ИБР-2

АНАНЬЕВ В. Д., АРХИПОВ В. А., БАБАЕВ А. И., БЛОХИНЦЕВ Д. И., БУЛКИН Ю. М., БУНИН Б. Н., ВОРОБЬЕВ Е. Д., ДОЛЛЕЖАЛЬ Н. А., ЕДУНОВ Л. В., ЛАВРУХИН В. С., ЛОМИДZE В. Л., МЕЛИХОВ В. В., МИТЯЕВ Ю. И., ПЕПЕЛЫШЕВ Ю. Н., ПЛАСТИНИН В. П., РОГОВ А. Д., СМЕРНОВ В. С., ФРАНК И. М., ХРЯСТОВ Н. А., ШАБАЛИН Е. П., ЯЗВИЦКИЙ Ю. С.

В конце 1977 г. — начале 1978 г. в Дубне состоялся физический пуск импульсного реактора периодического действия ИБР-2, предназначенного для исследований по ядерной физике в физике конденсированных сред на выведенных пучках медленных нейтронов при средней мощности 4 МВт и максимальной плотности потока тепловых нейтронов $\sim 10^{16}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ [1, 2]. Исследования проводились без теплоносителя при средней мощности реактора до 500 Вт как в стационарном, так и в импульсном режимах работы. Впервые вывод ИБР-2 в критическое состояние на запаздывающих нейтронах осуществлен 30 ноября 1977 г., а импульсная критичность достигнута 13 января 1978 г. В настоящей статье дан обзор основных экспериментов при физическом пуске ИБР-2.

Критическая сборка. Перед загрузкой топливных кассет (ТК) все ячейки активной зоны были заполнены кассетами-имитаторами, которые отличались от топливных только тем, что твэлы в них содержали медь вместо двуокиси плутония. В центре активной зоны устанавливался $\text{Po} - \text{Be}$ -источник интенсивностью $\sim 10^7$ нейтр./с. Для контроля нейтронного потока использовали штатную пусковую аппаратуру с тремя камерами деления на ^{235}U , которые размещались вне реактора на расстоянии 1150 мм от его центра (рис. 1, I), а также два дополнительных экспериментальных канала с заменяемыми детекторами, устанавливаемыми как в флексиглазовом блоке имитатора холодного излучателя (см. рис. 1, II), так и в активной зоне 8. Скорость счета штатных и экспериментальных детекторов при загрузке зоны имитаторами составляла от 5 до 50 имп./с. Кроме

того, для линейного контроля мощности использовали экспериментальный токовый канал с борной камерой в ИХЗ, аналоговым реактиметром и самопишущими потенциометрами.

Топливо в активную зону загружали путем последовательной замены имитаторов на ТК, которые загружались в порядке уменьшения их расчетной эффективности. Поэтому экстраполяция кривой обратного счета всегда указывала на величину критической массы, меньшую фактической, что обеспечивало дополнительную безопасность пусковых работ. Критическое состояние достигалось для двух вариантов загрузки активной зоны (рис. 2): «центрального» (70 ТК) и «периферийного» (74 ТК). Расчетная критическая загрузка этих вариантов составила 71 ± 2 и 75 ± 2 ТК соответственно.

Эффект реактивности органов СУЗ и других элементов реактора. Эффекты реактивности измеряли как методом обратного умножения скорости счета по пусковым и экспериментальным каналам в подкритическом состоянии (при умножении от 50 до 2000), так и динамическими методами в процессе изменения мощности реактора в диапазоне до 100 Вт. При измерениях реактивности по умножению учитывали разную чувствительность детектора к нейтронам источника и нейтронам деления, разную ценность нейтронов источника и нейтронов деления, распад $\text{Po} - \text{Be}$ -источника и вклад спонтанного деления ^{240}Pu . Последний фактор определялся экспериментально.

Реактивность динамическими методами измеряли аналоговым реактиметром, а также регистрацией сигналов камер на самопишущем потенциометре или шлейфовом осциллографе