

Рис. 5. Работа реактора в режиме саморегулирования (а, б — при увеличении и снижении расхода питательной воды на 5 т/ч соответственно):

1 — температура воды на входе в реактор; 2 — температура воды на выходе из реактора; 3 — расход питательной воды.

Водный режим. Для связывания растворенного кислорода и повышения рН до оптимального значения (9—10) в воду первого контура вводился аммиак или гидразин-гидрат. Гидразин-гидрат оказался значительно эффективнее. При введении его содержание кислорода в первом контуре составляет 0,005 мг/л. Во втором контуре также используется гидразин-гидрат, применение которого уменьшает концентрацию кислорода в питательной воде до 0,01—0,005 мг/л. Для подавления коррозии свинца и стали в баке биологической защиты величина рН в растворе борной кислоты поддерживается с помощью аммиака равной ~ 7. В табл. 4 приведены данные по радиолитическому разложению воды в баке биологической защиты при различной

Таблица 4

Выход радиолитических газов, норм. л/ч/м³ раствора

Концентрация борной кислоты, вес. %	Мощность реактора, Мвт			
	3,3		5,5	
	H ₂	O ₂	H ₂	O ₂
0,04	0,35	0,2	0,68	0,42
1,7	1,45	0,8	3,0	1,45
3,5	3,7	1,8	5,6	2,55

концентрации борной кислоты и различной мощности реактора.

Заключение

Строительство и эксплуатация установки ТЭС-3 показали, что опыт создания крупноблочной транспортируемой станции с водородным реактором оказался вполне удачным. Длительная эксплуатация ТЭС-3 подтвердила надежность, хорошую управляемость и удобство обслуживания станции такого типа.

Вместе с тем эксплуатация ТЭС-3 показала, что имеются возможности ее дальнейшего усовершенствования, в частности более полной автоматизации, увеличения длительности кампании до 2—3 лет, перехода на естественную циркуляцию теплоносителя при расхолаживании реактора и т. д.

Следует отметить удовлетворительное согласие проектных и фактически полученных основных параметров станции, чему в значительной степени способствовало большое число экспериментов, выполненных в ходе проектирования.



Физические и эксплуатационные характеристики реактора СМ-2*

С. М. Фейнберг, Н. А. Доллежалъ, Е. Д. Воробьев, В. А. Цыканов, И. Я. Емельянов, В. М. Грязев, А. С. Коченов, Ю. М. Булкин, В. И. Агеевков, П. Г. Аверьянов

ВВЕДЕНИЕ

Реактор СМ-2 предназначен для широкого круга исследований по ядерной физике, физике твердого тела, металловедению, радиационной химии, физике и технике реакторо-

строения и во многих других отраслях науки и техники.

Активная зона представляет собой параллелепипед размерами 42×42×25 см с полостью размерами 14×14×25 см («ловушка» нейтронов). Углы этого параллелепипеда размерами 7×7×25 см заняты компенсирующими стержнями. Активная зона образована рабочими касетами размерами 7×7×25 см и окружена

* Доклад № 320, представленный СССР на Третью международную конференцию по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1964.

отражателем из блоков окиси бериллия с водяными прослойками. Рабочая кассета содержит 54 пластинчатых твэла толщиной 0,8 мм, разделенных зазорами толщиной 1,65 мм, заполняемыми водой.

Для проведения экспериментальных работ в реакторе имеются пять горизонтальных, один наклонный и 18 вертикальных каналов. Физические особенности реактора и его основные параметры были изложены в работе [1], а основные инженерные решения — в работе [2]. Реактор СМ-2 — первый в мировой практике исследовательский реактор, работающий на промежуточных нейтронах при водяном замедлителе.

Строительство реактора закончено в 1961 г. Физический пуск осуществлен в октябре 1961 г. С ноября 1962 г. реактор эксплуатируется на номинальных параметрах. Максимальная мощность, достигнутая на реакторе, составляла 55 Мвт.

За время эксплуатации реактора на пониженной мощности и особенно на проектных параметрах была выполнена большая программа научно-исследовательских работ, связанная как с изучением самого реактора и его отдельных узлов, так и с выполнением программы облучения различных материалов в экспериментальных каналах.

Кроме того, эксплуатация реактора в течение указанного времени позволила выяснить работоспособность основных его элементов.

Идея создания исследовательского реактора СМ-2 на промежуточных нейтронах и принципиальная схема конструкции принадлежат С. М. Фейнбергу. Он же руководил всем комплексом работ по созданию реактора. Разработка конструкции реактора велась под руководством Н. А. Доллежаля и Ю. М. Булкина. Экспериментальные исследования на начальном этапе проекта проведены Е. Д. Воробьевым, В. Б. Климентовым и В. М. Грязевым. Некоторые физические расчеты на этом этапе были выполнены И. К. Левиной и Н. Я. Лященко, составившим математическую программу расчета реактора в P_1 -приближении. На втором этапе проекта экспериментальные исследования физики реактора были продолжены с участием В. А. Цыканова и др. Непосредственным помощником научного руководителя проекта был В. А. Цыканов, много сделавший для разработки технологической схемы реактора и руководивший сооружением и эксплуатацией реактора на последней стадии проекта. Конструкция СУЗ реактора разрабатывалась

под руководством И. Я. Емельянова. Начиная со второго этапа основные физические расчеты выполнялись А. С. Коченовым. Твэлы для активной зоны реактора разработаны по предложению и технологии В. И. Агеенкова. Большое участие в освоении эксплуатации реактора СМ-2 приняли Н. Г. Аверьянов и другие сотрудники службы эксплуатации.

В работе по проектированию, строительству и эксплуатации реактора СМ-2 принимал участие большой коллектив научных сотрудников, конструкторов, инженеров и рабочих, которым авторы выражают глубокую признательность.

ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА

Линейные размеры реактора СМ-2 соизмеримы с длиной миграции нейтронов, а активная зона и отражатель имеют сложную геометрию. Поэтому надеяться на физический расчет при проектировании реактора было рискованно и основное внимание уделялось экспериментам.

Первые эксперименты были описаны в работе [4]. В основном проводились эксперименты с однородными активными зонами, содержащими помимо урана и замедлителя конструкционные материалы. Проведенных критических опытов с кольцевыми активными зонами и водяным отражателем было недостаточно. Вследствие недостатка урана в этих опытах не удалось ввести в активную зону необходимое количество конструкционных материалов. Несколько критических опытов было проведено с однородной активной зоной и отражателем из окиси бериллия, покрывавшим лишь небольшую часть боковой поверхности активной зоны.

На основании этой явно недостаточной информации ожидалось, что критическая загрузка в реакторе СМ-2 составит 6,8—7,3 кг. При этом не учитывалась потеря реактивности, связанная с экспериментальными каналами. Последующие эксперименты, в которых были полностью воспроизведены активная зона реактора СМ-2 и отражатель, показали, что критическая загрузка значительно больше.

Одновременно с экспериментами разрабатывалась подходящая методика расчета. Было установлено, что расчет распределения потоков нейтронов по активной зоне и «ловушке» в P_1 -приближении [1] (с 12 энергетическими группами) удовлетворительно согласуется с экспериментальными данными. Однако величина критической загрузки удовлетворительно согласуется с экспериментальной только в слу-

чае одномерной геометрии активной зоны и отражателя. Было очевидно, что физический расчет некоторых конфигураций активной зоны можно сделать только в двумерном приближении.

Расчет спектра нейтронов в активной зоне показал, что основное поглощение нейтронов (~90%) лежит ниже энергии 10 эв. Возраст тепловых нейтронов составляет 35 см², а область энергий 10—0,1 эв вносит вклад всего ~2 см². Поэтому утечка нейтронов из реактора определяется областью энергий выше 10 эв.

В связи с этим для нейтронно-физического расчета удобно принять следующую двухгрупповую модель: быстрые нейтроны не поглощаются, но испытывают значительную миграцию; поглощаются только медленные нейтроны (с энергией меньше 10 эв), миграция которых мала.

При решении уравнений реактора в двухгрупповом двумерном приближении использовалась математическая программа, изложенная в работе [3]. Расчет реактора СМ-2 проводился как в плоской, так и цилиндрической геометриях. В плоской геометрии утечка нейтронов в вертикальном направлении учитывалась тем, что групповые сечения поглощения Σ_i принимались равными

$$\Sigma_i = \Sigma_i^* + \kappa_i^2 D_i \quad (1)$$

Здесь Σ_i^* — сечение поглощения i -й группы в бесконечной среде; D_i — коэффициент диффузии i -й группы; $\kappa_i^2 = \left(\frac{\pi}{H+2\delta}\right)^2$, где H — высота активной зоны; δ — эффективная добавка.

Утечка нейтронов через вертикальные газовой каналы учитывалась следующим образом: все макроскопические сечения в объеме канала принимались равными нулю, а коэффициент диффузии

$$D_i = \frac{d_r}{3} + \frac{\lambda_{tri}}{3} \quad (2)$$

где d_r — гидравлический диаметр газового канала; λ_{tri} — транспортная длина i -й группы в окружающем канал пространстве.

Влияние горизонтальных каналов на реактивность учитывалось с помощью экспериментальных поправок.

В цилиндрической геометрии рассчитывалось только распределение потоков нейтронов по высоте реактора. Влияние экспериментальных каналов не учитывалось.

В двухгрупповом двумерном приближении вычислялись реактивности для различных конфигураций активной зоны, компенсирующие способности регулирующих стержней, изменение реактивности при выгорании U²³⁵, распределения потоков быстрых и медленных нейтронов. Расчеты удовлетворительно согласуются с экспериментом.

Таблица 1

Критические массы для различных конфигураций активной зоны

Тип системы	Состояние каналов	Конфигурация активной зоны, показанная на рис. 1	Число кассет*	Вес U ²³⁵ , кг	Реактивность, %	
					эксперимент	расчет
В центральной полости установлены кассеты из окиси бериллия	Каналы открыты	a	13	8,6	0	—
В центральной полости вода	Вертикальные каналы закрыты пробками из BeO. В горизонтальном канале III пробка из свинца. В горизонтальном канале V пробка из BeO	b	20	13,2	0,5	1,8
То же	То же	в	20	13,2	0	1,1
» »	Каналы открыты	г	21	13,9	0,7	0,8**
» »	» »	д	22	14,5	0,7	—
В центральной полости бериллиевые вкладыши и вода	» »	e	18	11,9	1,0	—

* При уменьшении числа кассет на единицу система подкритична.
 ** Реактивность вычислена для системы из 20 кассет.

1. Критическая нагрузка

Критическая нагрузка исследовалась для различной конфигурации активной зоны: с центральной водяной полостью, с бериллиевыми вкладышами, установленными в водяной полости, с центральной полостью, заполненной окисью бериллия, и т. д.

Физический расчет в двухгрупповом двумерном приближении несколько занижает значения критических нагрузок. Однако отличие от экспериментальных данных не превышает 10%. Ниже приведены значения реактивностей, возникающих при замене кассеты из окиси бериллия рабочей кассетой, для конфигурации активной зоны, изображенной на рис. 1, ж:

Ячейка	A-2	A-5	B-1	B-5	B-6	B-2	B-5	B-4	E-4
Реактивность, % . .	0,67	1,05	0,56	1,13	1,08	1,05	1,57	1,29	1,22

Опыты проводились на специальном физическом стенде и непосредственно в корпусе реактора. Критическое состояние достигалось пу-

Из приведенных результатов видно, что, как и следовало ожидать, влияние рабочей кассеты на реактивность зависит от configura-

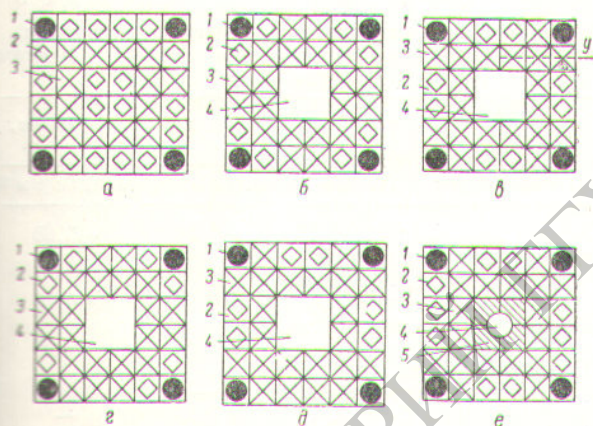


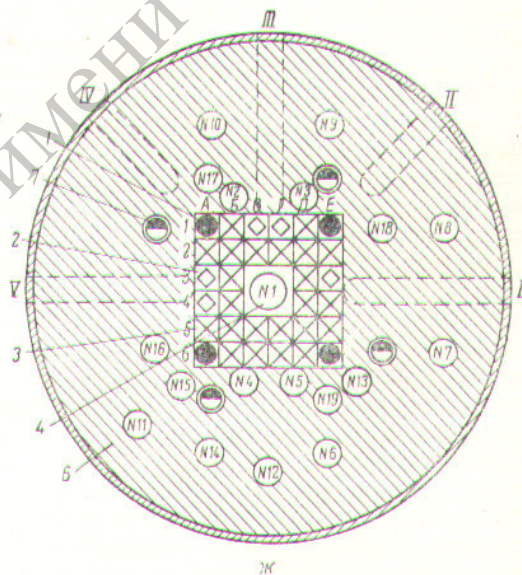
Рис. 1. Картограммы:

1 — стержень КС; 2 — сменные кассеты из ВеО; 3 — рабочие кассеты; 4 — вода; 5 — бериллиевые вкладыши; 6 — отражатель; 7 — стержень АР.

тем постепенного заполнения водой заранее собранной активной зоны. Результаты некоторых опытов по определению критической массы реактора приведены в табл. 1.

Критическая масса реальной конструкции с водяной полостью в центре и без экспериментальных каналов оказалась равной 11 кг в отличие от указанной выше предварительной оценки 6,8—7,3 кг.

Экспериментальные каналы увеличивают критическую массу до 13,5 кг. С целью ее сокращения в ловушке нейтронов были установлены бериллиевые вкладыши. Это снизило критическую массу до 8,6 кг без экспериментальных каналов и до 11,2 кг с ними.



ции активной зоны, места установки кассеты и наличия вблизи нее экспериментальных каналов.

2. Компенсация реактивности

Компенсирующая способность регулирующих стержней определялась по периоду разгона реактора. Реактивность вычислялась по формуле «обратных часов». На основании специальных расчетов отношение $\beta_{эфф}/\beta$ принималось равным 1,4 для активной зоны, состоящей из 20 кассет, и 1,3 для 28 кассет.

Реактивность компенсирующих стержней (КС), расположенных в углах активной зоны, для трех конфигураций активной зоны приве-

Таблица 2
Реактивность компенсирующих стержней

Стержень	Реактивность, %			
	эксперимент			расчет
	20 кассет (рис. 1, б)	22 кассеты (рис. 1, в)	23 кассеты (рис. 1, ж)	
КС I	1,11	0,81	0,81	1,15
КС II	1,13	1,53	1,82	1,15
КС III	1,11	1,35	1,25	1,15
КС IV	1,05	0,77	0,71	1,15

дена в табл. 2, из которой видно, что реактивность четырех КС равна ~4,5% (интерференция этих стержней не обнаружено.) Для нормальной работы реактора этого было недостаточно. Поэтому для усиления СУЗ дополнительно к четырем стержням КС в бериллиевых вкладышах, установленных в ловушке нейтронов, разместили четыре стержня аварийной защиты. Эти стержни состоят из бериллиевого вытеснителя и кадмиевой трубы (диаметром 1 см), заполненной водой. Во время работы реактора поглощающая часть аварийных стержней находится над активной зоной и поэтому не возмущает поток нейтронов. Компенсирующая способность одного стержня составляет 1%. Вследствие интерференции реактивность четырех стержней равна 2,8%.

Четыре стержня КС, которые по проекту размещались в толще отражателя, имели малую реактивность. Поэтому они были извлечены из реактора, а освободившиеся каналы используются в экспериментальных целях.

Суммарная реактивность компенсирующих стержней и аварийной защиты при загрузке в активную зону 28 рабочих кассет составляет 6,6%.

3. Влияние экспериментальных каналов на реактивность

Влияние экспериментальных каналов на реактивность изучалось на физическом стенде. Было установлено, что загрузка в центральный канал (заполненный водой) материалов с малым сечением поглощения (алюминия, свинца, окиси бериллия, бериллия) увеличивает реактивность. Большой эффект в увеличении реактивности дают бериллий и окись бериллия. Так, например, вкладыши из бериллия, установленные в ловушке нейтронов между цент-

ральным каналом и активной зоной, увеличивают реактивность на ~5%. Шесть цилиндрических блочков 2%-ного обогащения диаметром ~1 см с общей загрузкой 18 г U²³⁵, равномерно размещенных по сечению центрального канала, увеличивают реактивность на ~1%. Десять пластинчатых твэлов реактора СМ-2, установленных с шагом 2,45 мм, увеличивают реактивность на ~ %.

Влияние на реактивность различных материалов, помещаемых в периферийные вертикальные и горизонтальные каналы, показано в табл. 3 и 4. Обе таблицы соответствуют конфигурации активной зоны, изображенной на рис. 1, ж. Далекие периферийные каналы практически не влияют на реактивность. Общая потеря реактивности, вызванная наличием экспериментальных каналов во внешнем отражателе, составляет ~4%.

Таблица 3

Влияние на реактивность различных материалов, помещенных в периферийные вертикальные каналы (см. рис. 1, ж)

Ситуация в канале	Изменение реактивности, %	
	каналы 2 и 3	каналы 4 и 5
Замена газа водой	-0,03	-0,08
Чехол канала (стальная труба диаметром 69 мм и толщиной стенки 3 мм)	+0,04	+0,18
Пробка из ВеО диаметром 62 мм	+0,1	+0,58
Пучок никелевых прутков в плотной упаковке	-	+0,04
Загрузка 170 г U ²³⁵	+0,23	-

Таблица 4

Влияние на реактивность различных материалов, помещенных в горизонтальные каналы

Ситуация в канале	Изменение реактивности, %	
	канал отделен от активной зоны слоем ВеО толщиной 7 мм	канал непосредственно примыкает к активной зоне
Пробка из ВеО диаметром 62 и длиной 300 мм	+0,1	+0,43
Пробка из воды диаметром 73 и длиной 260 мм	+0,04	+0,22
Пробка из свинцовых дисков диаметром 72 и толщиной 8 мм с прокладками из органического стекла суммарной длиной 262 мм	+0,1	+0,43

4. Пространственно-энергетическое распределение нейтронов

Экспериментальное исследование спектра нейтронов и пространственного распределения потоков нейтронов по объему реактора проводилось с помощью малогабаритных импульсных камер, содержащих U^{235} , а также урановых, индиевых и золотых индикаторов. Диаметр делительных камер, равный 1,4 мм, позволил

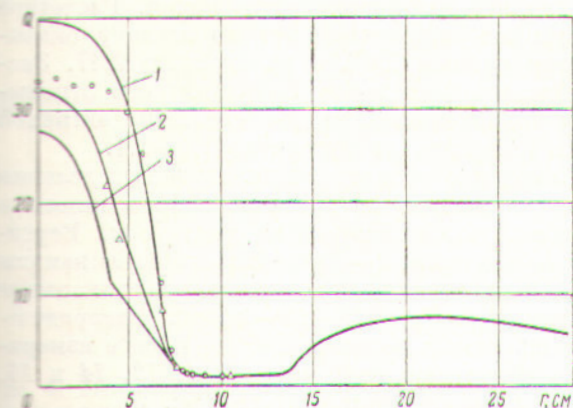


Рис. 2. Распределение плотности деления U^{235} по радиусу реактора (кривые — расчет в двухгрупповом приближении; экспериментальные значения в «ловушке» увеличены в 1,3 раза):

1 — в ловушке вода; 2 — в ловушке вдоль активной зоны размещены пластины из BeO толщиной 25 мм; 3 — в ловушке размещены бериллиевые вкладыши.

потоку в ловушке) позволяет связать максимальный поток тепловых нейтронов с удельной мощностью реактора, то наибольший интерес представляет отношение $Q_{пл}/\bar{Q}_{BeO}$, а не $Q_{пл}/\bar{Q}_{H_2O}$.

На рис. 2 даны рассчитанные кривые распределения плотности деления, измеряемые камерой с U^{235} . Точками изображены результаты эксперимента в ловушке нейтронов, умноженные на 1,3.

Эксперименты показывают, что коэффициент неравномерности тепловыделения по активной зоне равен ~ 3 .

Радиальные распределения плотности активации кадмиевых нейтронов и кадмиевые отношения по индию и золоту приведены на рис. 3. В экспериментах использовались индиевые и золотые индикаторы толщиной 0,1 и 0,2 г/см² соответственно.

Расчет потоков нейтронов проводился в различных приближениях. Пространственно-энергетическое распределение замедляющихся нейтронов и кривые плотности деления, измеряемые камерой с U^{235} , рассчитывались в P_1 -приближении. Кривые плотности деления рассчитывались также и в двухгрупповом двухмерном приближении.

Спектр медленных нейтронов рассчитывался для гомогенной среды с помощью уравнения [4]

$$\Phi(z) = \frac{ze^{-z}}{1 + \frac{\gamma}{\xi} \frac{\sum \sigma_a}{\sum \sigma_s}} \left[\int_0^z dz' \frac{\sum \sigma_s z' e^{-z'} + \frac{d}{dz'} \left(\frac{\sum \sigma_s z' e^{-z'}}{\xi \sum \sigma_s z' e^{-z'}} \right)}{\left(\frac{\sum \sigma_s z' e^{-z'}}{\xi \sum \sigma_s z' e^{-z'}} \right)^2} \int_0^{z'} \sum \sigma_a(z'') \Phi(z'') dz'' + \text{const} \right], \quad (3)$$

проводить измерение в зазорах между теплопроводящими пластинами. Точное перемещение и фиксация делительной камеры осуществлялось с помощью специального измерительного механизма. Плотность деления U^{235} в экспериментальных каналах измерялась камерами большого диаметра (до 5 мм). Результаты измерений различный $Q = \int \Phi(u) \sigma_f^5(u) du$ приведены на рис. 2.

Решение кинетического уравнения показывает, что имеется значительное блокирование потока нейтронов в твэлах. Отношение максимального значения по водяному зазору Q_{H_2O} к среднему значению по сердечнику твэла \bar{Q}_{BeO} составляет $\sim 1,3$. Поскольку отношение $Q_{пл}/\bar{Q}_{BeO}$ (где $Q_{пл}$ соответствует максимальному

где $z = \frac{E}{kT}$; T — температура среды; $\Sigma_s(z)$ — макроскопическое сечение рассеяния; $\Sigma_a(z)$ — макроскопическое сечение поглощения; ξ — средняя логарифмическая потеря энергии при рассеянии нейтрона на свободном неподвижном ядре; γ — половина отношения среднего логарифмического квадрата потери энергии к средней логарифмической потере энергии при рассеянии на свободном неподвижном ядре.

Уравнение (3) решалось на электронной машине в предположении, что $\xi \Sigma_s = \text{const}$ и $\gamma=1$. Закон изменения сечения поглощения в зависимости от энергии был выбран соответствующим сечению поглощения в U^{235} . Спектр нейтронов рассчитывался в интервале энергий 0—2 эв. Одновременно вычислялся и поток за-

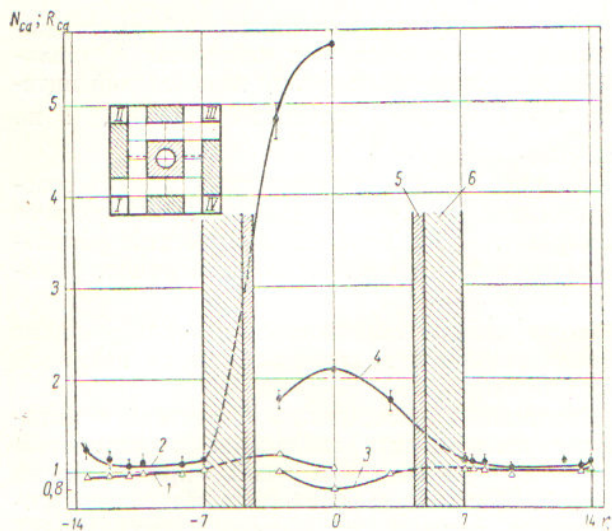


Рис. 3. Экспериментальное распределение по радиусу реактора активации закадмиевыми нейтронами (N_{Cd}) и кадмиевого отношения (R_{Cd}) по индию и золоту:

1 — N_{Cd}^{Au} ; 2 — R_{Cd}^{Au} ; 3 — N_{Cd}^{In} ; 4 — R_{Cd}^{In} ; 5 — стенка центрального канала; 6 — бериллий.

медления по энергетической оси $j(E)$, равный доле нейтронов, поглощенных ниже данной

энергии, т. е.

$$j(E) = \frac{\int_0^E \sigma_c^5 \Phi dE'}{\int_0^\infty \sigma_c^5 \Phi dE'} \quad (4)$$

Температура среды принималась равной $50^\circ C$. Энергетическая зависимость потока нейтронов $\Phi(z)$ и потока замедления по энергетической оси представлена на рис. 4. Расчетное кадмиевое отношение U^{235} по захвату оказывается равным 2,44, а по делению 2,47. Экспериментальная величина кадмиевого отношения по делению U^{235} для середины активной зоны колеблется в интервале 1,5—2,1.

Измерение распределения плотности деления в экспериментальных каналах проводилось в системе, изображенной на рис. 1, ж. Вертикальные каналы 2—7 и горизонтальные каналы I—V были заполнены воздухом, а вертикальные каналы 1, 8—11 и 13—15 — водой. Распределение плотности деления U^{235} по высоте измерялось в вертикальных каналах 4, 12, 14 и 15. Результаты представлены на рис. 5.

Ниже приведены данные о плотности деления U^{235} в вертикальных каналах на уровне центра активной зоны:

Номер канала	1	4, 5, 15	2, 3, 13	12	14	6	9, 10	8	7	11
Относительная плотность деления	1	0,11	0,067	0,057	0,045	0,034	0,030	0,027	0,017	0,013

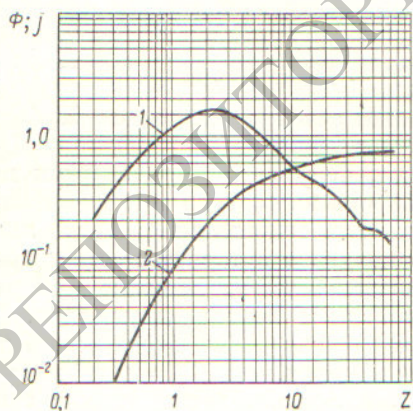


Рис. 4. Энергетическая зависимость потока нейтронов $\Phi(z)$ и потока замедления по энергетической оси $j(z)$:

1 — $\Phi(z)$; 2 — $j(z)$; $z = \frac{E}{kT}$; $T = 323^\circ K$.

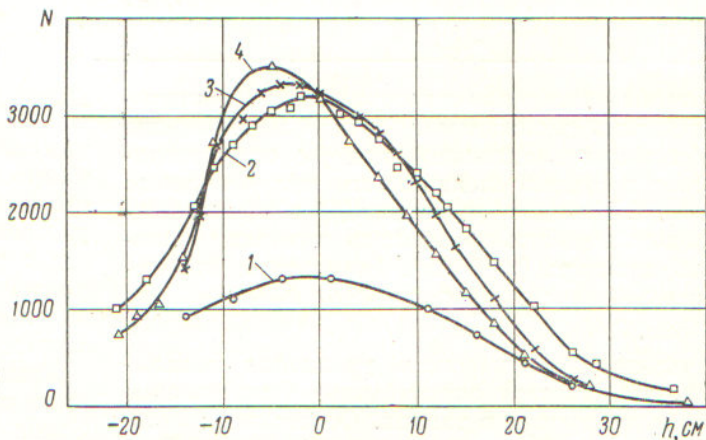


Рис. 5. Распределение плотности деления U^{235} по высоте вертикальных каналов:

1 — канал 14; 2 — канал 4; 3 — канал 15 (соседний стержень КС⁺ извлечен); 4 — канал 15 (соседний стержень КС извлечен приблизительно наполовину).

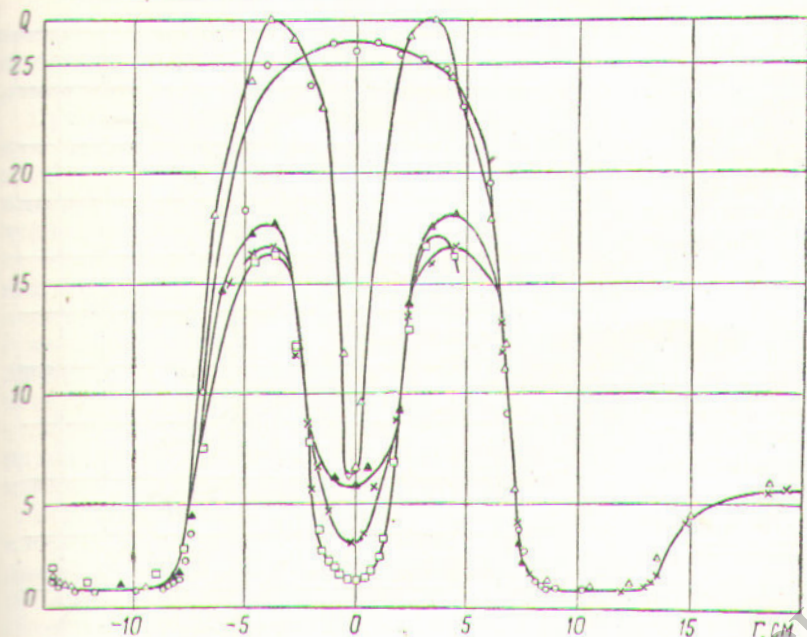


Рис. 6. Распределение плотности деления U^{235} в ловушке нейтронов при размещении в ней тепловыделяющих пластин реактора СМ-2: \circ — пластин нет; Δ — три пластины, шаг 2,45 мм; \blacktriangle — шесть пластин, шаг 7,35 мм; \times — восемь пластин, шаг 4,9 мм; \square — 14 пластин, шаг 2,45 мм.

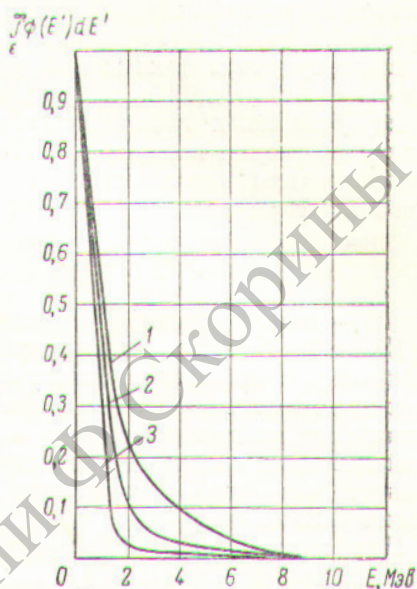


Рис. 7. Интегральный спектр нейтронов, измеренный по пороговым индикаторам (E — энергия нейтронов, Мэв): 1 — спектр в канале 4; 2 — спектр в канале 19; 3 — спектр в канале 6.

При измерении все четыре стержня КС были задвинуты в активную зону до середины.

Большой интерес представляет распределение потока нейтронов в центральной водяной полости при размещении в ней различного количества делящихся веществ. Для этого была проведена серия измерений, результаты которых представлены на рис. 6. В канал устанавливались тепловыделяющие пластины реактора СМ-2 с различным шагом. Как видно из графика, размещение в канале 14 пластинчатых твэлов с шагом 2,45 мм приводит к уменьшению потока тепловых нейтронов примерно в 20 раз. Спектр нейтронов в вертикальных каналах измерялся с помощью активации пороговых индикаторов (Au, In, Mg, Ti, Fe, Al). На рис. 7 приведены спектры нейтронов для нескольких каналов.

5. Стационарное отравление реактора Xe^{135}

Данные по стационарному отравлению реактора Xe^{135} приведены в табл. 5.

Отравление рассчитывалось по формуле

$$P = \frac{\frac{\sigma_f}{\sigma_c} (\gamma_1 + \gamma_2) \int_0^{\infty} \sigma_{Xe} \Phi dE}{\lambda_2 + \int_0^{\infty} \sigma_{Xe} \Phi dE}, \quad (5)$$

где $\gamma_1 + \gamma_2 = 0,064$ — суммарный выход на деление осколков йода и ксенона; $\lambda_2 = 2,09 \times 10^{-5} \text{ сек}^{-1}$ — постоянная распада Xe^{135} .

Формула (5) соответствует следующим приближениям:

- 1) плотность ядер Xe^{135} считается постоянной по активной зоне и равной некоторому значению, соответствующему средней плотности делений;
- 2) ценность медленных нейтронов также постоянна по активной зоне;
- 3) спектр медленных нейтронов по всей активной зоне предполагается таким же, как внутри нее.

В действительности на границе активной зоны имеется всплеск потока нейтронов и это

Таблица 5

Стационарное отравление реактора Xe^{135}

Мощность, Мвт	Число касет в активной зоне	Средняя мощность, Мвт/л	Отравление $\Delta h/k$, %	
			эксперимент	расчет
4,1	20	167	2,03	2,00
28,0	28	818	3,77	3,55
33,7	28	985	3,69	3,70

приводит к тому, что в этих местах ядерная плотность ксенона может сильно отличаться от средней. Кроме того, ценность и спектр медленных нейтронов в этом месте будут отличаться от соответствующих величин в массиве зоны. Учет указанных граничных эффектов проводился по теории возмущения. Изменение реактивности при отравлении реактора вычислялось по формуле

$$\frac{\Delta k}{k} = \theta P, \quad (6)$$

где θ — доля нейтронов, поглощенная в уране.

Из табл. 5 видно, что измеренная реактивность отравления при мощности 28 Мвт больше, чем при мощности 33,7 Мвт. Это противоречие указывает на несовершенство экспериментальной методики измерения реактивности и показывает, что ошибка измерения составляет не менее 0,25%.

При мощности 50 Мвт отравление Xe^{135} близко к предельному и составляет $\frac{\Delta k}{k} \approx 4\%$.

6. Выгорание урана и перегрузка кассет

Уменьшение реактивности при работе реактора составляет $2,2 \cdot 10^{-4}\% / \text{Мвт} \cdot \text{ч}$. Расчет изменения реактивности в двухгруппном двумерном приближении в предположении равномерного выгорания урана в пределах одной кассеты дает величину $(1,7-2,3) \cdot 10^{-4}\% / \text{Мвт} \cdot \text{ч}$. В этом же приближении замена свежими четырех кассет, равномерно выгоревших до 12,5% во внутреннем ряду активной зоны, увеличивает реактивность на 1,3%, а такая же замена во внешнем ряду увеличивает реактивность на 1%. При выгорании до 25% эти значения соответственно равны 2,8 и 2%.

7. Температурный эффект реактивности

Эксперименты по определению температурного эффекта реактивности показали, что при нагревании воды первого контура при постоянной температуре воды в центральном канале реактивность монотонно уменьшается. Наоборот, при нагревании воды в центральном канале и сохранении температуры воды первого контура реактивность возрастает. Одновременный нагрев воды в активной зоне и в центральной полости приводит к тому, что до $\sim 30^\circ \text{C}$ реактивность возрастает, а при дальнейшем нагреве падает. Результаты этих экспериментов представлены на рис. 8.

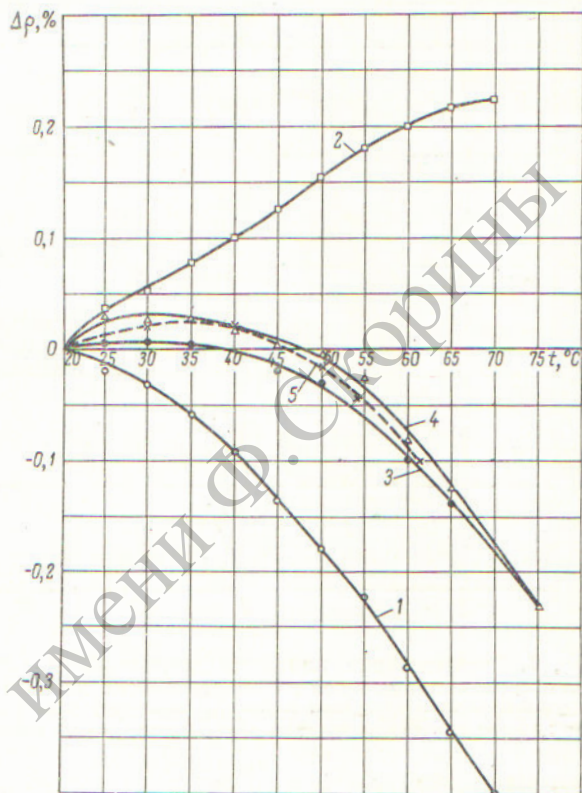


Рис. 8. Температурный эффект реактивности ($\Delta\rho$ — изменение реактивности, t — температура воды):

1 — нагрев воды основного контура; 2 — нагрев воды канала I; 3 — одновременный нагрев воды основного контура и канала I; 4 — одновременное охлаждение воды основного контура и канала I; 5 — одновременный нагрев воды основного контура и канала I, когда в основном контуре имеется небольшой объем свободного газа.

8. Профилирование урана по кассете

Одна из наиболее сложных проблем, возникающих в реакторах типа СМ-2, — это правильное профилирование урана у границы активной зоны.

Эксперименты, проведенные с твэлами реактора СМ-2, показали, что последние могут работать при тепловых нагрузках более $10^7 \text{ ккал}/\text{м}^2 \cdot \text{ч}$, что в два раза превышает максимальные тепловые нагрузки в реакторе. Поэтому главная цель профилирования урана по активной зоне заключается не в уменьшении тепловых нагрузок, а в увеличении среднего выгорания. Расчеты показывают, что если загрузку урана в кассетах не профилировать, то среднее выгорание урана в выгружаемой из активной зоны кассете оказывается в $5k_z$ раз меньше допустимого ($k_z = 1,3$ — коэффициент неравномерности энерговыделения по высоте активной

зона). Это значит, что если, например, допустимое выгорание равно 35%, то среднее выгорание не будет превышать 6%.

Принятое в проекте профилирование (первая пластина содержит $\frac{1}{3}$ урана, вторая $\frac{2}{3}$, третья и последующие 1) позволяет увеличить выгорание в $\sim 1,7$ раза. Это происходит потому, что первая пластинка с полной загрузкой урана стоит третьей от внутренней границы активной зоны, где потоки нейтронов меньше. В области больших потоков размещены пластинки с меньшим содержанием урана, т. е. с большим допустимым выгоранием. В процессе работы реактора было введено новое профилирование (0,25; 0,4; 0,6; 0,8; 1,0), которое позволяет поднять среднее выгорание в 2,5 раза по сравнению с непрофилированными кассетами.

Все приведенные по выгоранию данные относятся к активной зоне без бериллиевых вкладышей. Размещение в ловушке нейтронов бериллиевых вкладышей несколько уменьшает потоки нейтронов на внутренней границе и увеличивает среднее выгорание в $\sim 1,3$ раза.

Таким образом, принятые меры позволили приблизить среднее выгорание к допустимому более чем в три раза. Однако разрыв между средним и допустимым выгоранием все еще велик и равен ~ 2 .

Профилирование урана по кассете увеличивает критическую загрузку. Однако загрузка растет медленнее, чем среднее выгорание. Так, например, проектное профилирование увеличило критическую загрузку на $\sim 5\%$, а новое на $\sim 10\%$. Поэтому с точки зрения расхода урана профилирование целесообразно.

При выгорании урана максимальная тепловая нагрузка, постепенно уменьшаясь по ве-

личине, перемещается в сторону массива активной зоны. Поэтому задача правильного профилирования требует анализа процессов выгорания на краю активной зоны во времени. Эта задача полностью еще не решена. На рис. 9 показано перераспределение тепловой нагрузки в твэлах на краю активной зоны для проектного варианта профилирования.

ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ

1. Твэлы реактора

Твэлы реактора по проекту должны были работать при тепловых нагрузках $(5-6) \cdot 10^6$ ккал/м²·ч. Достижение таких тепловых нагрузок и плотная компоновка пластинчатых твэлов в активной зоне реактора (толщина твэла 0,8 мм, толщина водяного зазора 1,6 мм) позволили получить высокую удельную нагрузку в активной зоне ($\bar{q} = 1600-1700$ квт/л; $q_{\text{макс}} = 4500$ квт/л). Хотя теплотехнические расчеты показывали возможность работы твэлов при таких высоких тепловых нагрузках, широко были распространены опасения в реальности их достижения. Кроме того, необходимо было проверить возможную глубину выгорания U^{235} .

Ответ на эти вопросы мог дать только эксперимент. Поэтому перед выводом реактора на номинальную мощность было проведено испытание твэлов в канале I при тепловой нагрузке $6 \cdot 10^6$ ккал/м²·ч до максимального выгорания 28% по U^{235} . В этом эксперименте испытывалось всего шесть пластинчатых твэлов. При работе реактора на номинальной мощности тепловая нагрузка $6 \cdot 10^6$ ккал/м²·ч достигалась одновременно на большом числе твэлов, а максимальное выгорание по U^{235} в активной зоне реактора достигало в отдельных твэлах величины 35% и более.

За время эксплуатации из активной зоны были извлечены две рабочие кассеты (по подозрению на негерметичность) с выгоранием 2-3% по U^{235} , что свидетельствует о заводских дефектах.

Для выяснения возможного повышения тепловой нагрузки на пластинчатых твэлах были проведены испытания на выгорание U^{235} при тепловой нагрузке $(10-11) \cdot 10^6$ ккал/м²·ч. В этих экспериментах максимальное выгорание достигало 30%. В результате испытаний установлено, что тепловую нагрузку на поверхности твэла можно увеличить в два раза по сравнению с проектной, и только за счет этого

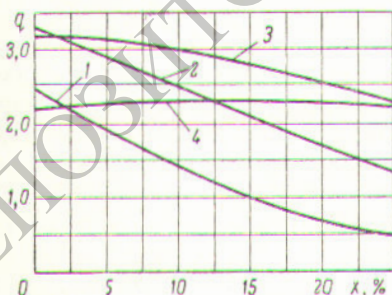


Рис. 9. Изменение тепловой нагрузки на поверхности твэла в зависимости от среднего выгорания U^{235} по кассете (без бериллиевых вкладышей):

q — отношение тепловой нагрузки в данном твэле к средней тепловой нагрузке по кассете; x — среднее выгорание U^{235} ; 1, 2, 3, 4 — соответственно крайняя, вторая, третья и четвертая пластины.

в реакторе могут быть достигнуты более высокие потоки нейтронов.

Таким образом, опыт эксплуатации реактора и проведенные эксперименты показали работоспособность пластинчатых твэлов при высоких тепловых нагрузках в реакторе на промежуточных нейтронах.

2. Система управления и защиты

После установки дополнительных стержней в процессе пуско-наладочных работ СУЗ реактора оказалась способной обеспечить необходимый запас реактивности с учетом догрузки рабочих кассет при выгорании U^{235} . Во время работы реактора система аварийной защиты полностью обеспечивала безопасность; число ложных срабатываний было небольшим, серьезных неисправностей в электронных приборах и электрических цепях систем аварийной защиты, измерения мощности и автоматического регулирования не было. Профилактические осмотры и текущие ремонты обеспечивали постоянную работоспособность системы.

Герметичные приводы компенсирующих стержней, расположенные на крышке реактора, после некоторых усовершенствований, введенных в пусковой период, в течение всего времени эксплуатации не выходили из строя. В процессе эксплуатации проводился минимум профилактических мероприятий, заключающихся в периодическом измерении сопротивления изоляции электрических катушек и проверке настройки блоков управления.

Для четырех стержней аварийной защиты, расположенных в ловушке нейтронов, были установлены гидравлические приводы. Они работали исправно и в процессе эксплуатации требовали только периодической настройки сигнальной системы.

3. Некоторые сведения о стойкости отдельных конструктивных узлов реактора

В реакторе с высоким потоком нейтронов остро ставится проблема стойкости материалов. Поэтому конструкция такого реактора должна предусматривать максимальную заменяемость узлов.

При разработке проекта СМ-2 вопрос о выборе материала для отражателя многократно и длительно обсуждался. Однако необходимые для окончательного решения экспериментальные данные по облучению большим интеграль-

ным потоком нейтронов отсутствовали. В качестве первого варианта материала отражателя было решено использовать окись бериллия. В процессе работы реактора за состоянием окиси бериллия проводятся наблюдения по образцам, извлекаемым из сменных кассет и из хвостовиков компенсирующих стержней. Извлекаемые образцы облучались потоком быстрых нейтронов ($E \geq 1$ Мэв); интегральный поток на образцах составлял $10^{20} - 10^{22}$ нейтр/см². Данные показывают, что интегральный поток 10^{22} нейтр/см² является предельным для окиси бериллия.

В связи с этим в настоящее время сменные кассеты из окиси бериллия заменены кассетами из металлического бериллия. Воздействие потока быстрых нейтронов на слои окиси бериллия в несменном отражателе меньше, и конструкция отражателя предусматривает меры против разрушения блоков окиси бериллия.

Другими весьма ответственными узлами реактора, работающими в тяжелых условиях, являются чехлы горизонтальных каналов, проходящие через боковой отражатель до края активной зоны. Доньшки этих чехлов облучаются потоком быстрых нейтронов $5 \cdot 10^{14}$ нейтр/см²·сек и γ -излучения из активной зоны. Кроме того, они выдерживают внешнее давление 50 кг/см². Длительная работа чехлов каналов приводит к значительному радиационному повреждению материала их стенок. Последнее можно ограничить допустимыми пределами, сменяя время от времени чехлы каналов. Возможность смены предусмотрена конструкцией.

4. Работа технологического оборудования

За время эксплуатации реактора все основное оборудование контуров охлаждения и вспомогательных систем работало нормально. Насосы первого и второго контуров охлаждения, теплообменное оборудование и градирня обеспечивали отвод тепла реактора в любое время года. Технологическое оборудование экспериментальных контуров охлаждения работало также исправно.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Опыт эксплуатации реактора СМ-2 подтвердил правильность основных физических и инженерных идей, заложенных в проект:

1. Был достигнут поток тепловых нейтронов в ловушке около $2,5 \cdot 10^{15}$ нейтр/см²·сек при мощности в $50\,000$ квт.

2. Поток быстрых нейтронов с энергией больше 1 Мэв в активной зоне превысил 10^{15} нейтр/см²·сек.

3. Была достигнута максимальная тепловая нагрузка одного литра в активной зоне $4,5 \cdot 10^3$ кет при коэффициенте неравномерности ~ 3 по активной зоне.

4. Твэлы оказались вполне работоспособными при рекордной для реакторной техники тепловой нагрузке $6 \cdot 10^6$ ккал/м²·ч, и, как показал опыт, эта нагрузка может быть удвоена. При этом допустимая глубина выгорания превышает 35%.

5. Основные инженерные узлы реактора — система охлаждения, система перегрузки, СУЗ и т. п. — оказались вполне работоспособными.

В настоящее время разрабатывается проект повышения мощности реактора. Корпус реактора, основной контур, вспомогательные системы и сооружения остаются без изменений. Мощность реактора увеличивается с 50 000 кет до 100 000 кет. Активная зона создается на основе твэлов, изготавливаемых по ранее разработанной и испытанной технологии. Высота активной зоны увеличивается до 40—50 см. В отражателе окись бериллия заменяется металлическим бериллием, причем отражатель

будет выполнен из отдельных взаимозаменяемых блоков. Для увеличения потока тепловых нейтронов в непосредственной близости от горизонтальных каналов предусматриваются водяные полости.

Повышение мощности реактора СМ-2 позволит:

1) увеличить потоки тепловых нейтронов в ловушке до $(5—8) \cdot 10^{15}$ нейтр/см²·сек (в зависимости от числа образцов, облучаемых в активной зоне) и быстрых нейтронов (с энергией больше 1 Мэв) до $2 \cdot 10^{15}$ нейтр/см²·сек;

2) проводить облучение образцов в «жестком» спектре активной зоны;

3) увеличить среднее выгорание U^{235} .

ЛИТЕРАТУРА

1. С. М. Фейнберг и др. В кн. «Труды Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии». Докл. сов. ученых. Т. 2. М., Атомиздат, 1959, стр. 334.
2. С. М. Фейнберг и др. «Атомная энергия», 8, 493 (1960).
3. Я. В. Шевелев, В. К. Саульев. «Атомная энергия», 14, 200 (1963).
4. Н. И. Лалетин. «Атомная энергия», 14, 458 (1963).

Импульсный графитовый реактор ИГР*

И. В. Курчатов, С. М. Фейнберг, Н. А. Доллежал, П. И. Алещенков, Ф. С. Дроздов, И. Я. Емельянов, А. Д. Жирнов, М. А. Казаченко, Г. Д. Князева, Ф. В. Кондратьев, В. Д. Лавреников, Н. Г. Моргунов, Б. В. Петунин, В. П. Смирнов, В. М. Талызин, А. Г. Филиппов, И. Л. Чихладзе, П. М. Чулков, Я. В. Шевелев

Введение

При исследовании процессов, происходящих в различных веществах, облучаемых нейтронами и γ -лучами, к источнику излучений могут предъявляться разные требования. Например, может требоваться интенсивное облучение в течение возможно малого времени. Для этого применимы реакторы с малым временем жизни нейтронов, например типа «Годива». В других экспериментах желательно возможно дольше поддерживать высокий поток нейтронов. Здесь

нужны импульсные реакторы с большими интегральными потоками нейтронов. К таким реакторам относится импульсный графитовый реактор (ИГР), о сооружении которого сообщил на Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии С. М. Фейнберг [1].

Интегральная плотность нейтронов за импульс, если нет отвода тепла, рассчитывается по формуле

$$\int n dt = \frac{i}{\Sigma v E_f} \cdot \frac{v_f}{v} \cdot \frac{1-\theta}{\theta},$$

где i — энергия, которую способен воспринять моль замедлителя; Σ — сечение поглощения

* Доклад № 322а, представленный СССР на Третью международную конференцию по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1964.