

621.039  
694  
МФФИ

Московский ордена Трудового Красного Знамени  
инженерно-физический институт

**А. В. Бушуев**



**ФАКУЛЬТЕТ  
ТЕХНИЧЕСКОЙ  
ФИЗИКИ**

**НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ  
НА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ**

**Конспект лекций**

**Москва 1994**

601 201  
591

ГОСУДАРСТВЕННЫЙ КОМИТЕТ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ  
ПО ВЫСШЕМУ ОБРАЗОВАНИЮ  
МОСКОВСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЙ  
ИНСТИТУТ (ТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ)

---

А.В. Бушуев

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ  
НА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ

К о н с п е к т л е к ц и й

Утверждено  
редсоветом института  
в качестве учебного пособия

*О/Н.*

Москва 1994

Бушув А.В. Нейтронно-физические эксперименты на ядерных реакторах. Конспект лекций. М.: 1994. - 68 с.

Описаны задачи нейтронных экспериментов на стендах, на исследовательских и энергетических ядерных реакторах и условия их проведения. Приведены характеристики реакторных установок и их оборудования. Даются обзоры применяемых экспериментальных методик и аппаратуры. Указаны факторы, ограничивающие экспериментальные возможности и влияющие на точность получаемой информации.

Конспект лекций может быть полезен не только студентам, специализирующимся в области реакторной физики, но и студентам смежных специальностей: "Радиационная физика", "Природные и техногенные катастрофы", "Экспериментальные методы ядерной физики" и др.

ISBN 5-7262-0043-8

© Бушув А.В., 1994 г.

© Московский государственный инженерно-физический институт (технический университет), 1994 г.

## ВВЕДЕНИЕ

Процесс создания ядерного реактора носит сложный характер и включает этапы исследования, проектирования и испытаний. От широкого исследования целого класса реакторов осуществляется постепенный переход к выбору и определению конструкции и характеристик конкретного реактора и его компонент режима работы, условий безопасной эксплуатации. На всех этапах разработки важную роль играет нейтронно-физический реакторный эксперимент.

Времяпролетные измерения на исследовательских реакторах дают информацию о дифференциальных нейтронных сечениях, которая служит основой для создания расчетных констант. Групповые константы проверяют и корректируют по результатам интегральных экспериментов на стендах. В других экспериментах на стендах моделируют реакторы, изучают их статические и динамические характеристики. Ресурсные испытания реакторных компонент проводят на исследовательских реакторах. При физических пусках энергетических реакторов экспериментально проверяют проектные предсказания. В последующем эксплуатационные характеристики реактора определяют и контролируют с помощью комплексных периодических и непрерывных измерений.

Условия проведения реакторных экспериментов сильно различаются: например, плотности потока нейтронов на стендах и в энергетических реакторах могут отличаться на десять порядков. Точность полученной информации сильно зависит от возмущения нейтронного поля, производимого экспериментальным устройством (степень возмущения зависит от спектра нейтронов и структуры внутриреакторной среды, конструкции и размеров вводимого в реактор устройства). Детекторы должны сохранять работоспособность во внутриреакторных условиях. Успех эксперимента определяется правильным аппаратурно-методическим решением задачи.

Представленный конспект лекций охватывает вторую часть курса "Экспериментальная реакторная физика". Первая была посвящена подробному изучению приборов и методик, применяемых в нейтронных исследованиях. На втором этапе проводится краткое рассмотрение нейтронно-физических экспериментов на реакторах, их

особенностей, требований к аппаратуре, факторов, влияющих на точность результатов измерений, ограничений для применения. Из-за жесткого лимита времени эта часть курса носит характер обзора с элементами анализа.

Материалы для лекций взяты из ряда учебников, монографий, журнальных публикаций и из собственных работ автора — основные источники приведены в списке литературы.

## I. ЭКСПЕРИМЕНТЫ НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРАХ

Спектр нейтронов ядерного реактора деления охватывает II порядков энергии: от  $10^{-4}$  до  $10^{10}$  эВ. Изменяя состав реактора, используя различные устройства и аппаратуру можно изменять доли нейтронов различных энергетических групп, ослаблять мешающие излучения. Времяпролетная методика позволяет из общего потока событий выделять случаи, вызванные нейтронами определенных энергий. Таким образом, реактор может служить источником нейтронов для различных экспериментов.

Первый исследовательский реактор CP-I, построенный на естественном уране и графите, был запущен в США в 1942 г. Он не имел системы охлаждения. Его мощность составляла 200 Вт, средняя по активной зоне плотность потока тепловых нейтронов — около  $10^7$  см<sup>-2</sup>.с<sup>-1</sup>. Применение в дальнейшем обогащенного урана дало возможность использовать термостойкие материалы и повысить тепловые нагрузки, резко уменьшить размеры и увеличить плотность потока нейтронов.

С помощью исследовательских реакторов решают задачи, связанные с определением сечений взаимодействия нейтронов с материалами активной зоны и отражателя, изучением поведения материалов и конструкций в полях нейтронного и гамма-излучений, исследованием свойств нуклидов (в основном далеких трансактинидов). Пучки нейтронов из исследовательских реакторов используют в качестве источников для подкритических экспериментов.

Для измерений сечений применяют времяпролетную технику. Необходимые для этого нейтронные импульсы получают либо путем прерывания пучка нейтронов из стационарно работающего реактора, либо используя реактор работающий в пульсирующем режиме, либо облучая подкритический реактор импульсами нейтронов из мишени ускорителя. Новые нуклиды получают, облучая малые ампулированные образцы внутри реакторов. Радиационные испытания узлов и конструкций проводят в специально оборудованных устройствах — экспериментальных петлях, проходящих через реактор.

Выявились неудобства соемещения физических и технических экспериментов. Так, в процессе испытаний твэлов возможны радиоактивные загрязнения оборудования и помещений. При таких испытаниях и при производстве нуклидов требуются длительные облучения при постоянной мощности реактора. Постановка физического эксперимента включает продолжительную операцию наладки аппаратуры, когда реактор должен работать на малой мощности. Поэтому исследовательские реакторы специализированы, их конструкции, режимы работы, оборудование различаются в зависимости от предназначения.

Рассмотрим особенности и характеристики исследовательских реакторов.

### 1.1. Реактор как источник нейтронов

Из  $\eta$  вторичных нейтронов, возникающих при поглощении первичного нейтрона в топливе, один нейтрон расходуется на поддержание цепной реакции, а  $\eta - 1$  поглощаются вне топлива или вылетают из реактора. Часть из них можно использовать для проведения исследований.

Критическое условие имеет вид:

$$K_{\infty} \cdot P = 1, \quad (1)$$

где  $P$  — вероятность избежания утечки нейтрона из реактора;  $K_{\infty}$  — коэффициент размножения нейтронов в бесконечной среде.

Вероятность утечки нейтрона из активной зоны равна

$$1 - P = \frac{K_{\infty} - 1}{K_{\infty}}. \quad (2)$$

При работе реактора на мощности  $W$  в нем за  $t$  с происходит  $W/E_f$  делений и образуется  $\eta W/E_f$  нейтронов ( $E_f \approx 200$  МэВ — энергия, выделяющаяся в результате акта деления,  $\eta$  — число вторичных нейтронов, рождающихся в акте деления).

Общее число нейтронов, покидающих реактор в единицу времени, равно

$$N = \frac{K_{\infty} - 1}{K_{\infty}} \cdot \frac{\eta W}{E_f}. \quad (3)$$

Максимально возможное значение  $K_{\infty} = \eta$  (случай, когда поглощений нейтронов вне топлива не происходит). Соответствующее количество избыточных нейтронов, отнесенное на единицу мощности реактора, дается выражением:

$$\frac{N_{max}}{W} = \frac{\eta - 1}{\eta} \cdot \frac{\nu}{E_f} \quad (4)$$

Ниже приведены значения комплекса  $\frac{\eta - 1}{\eta} \nu$  для делящихся нуклидов.

Спектр нейтронов	Тепловой	Промежуточный	Быстрый
для $^{233}\text{U}$	1,41	1,39	1,50
для $^{235}\text{U}$	1,26	0,96	1,41
для $^{239}\text{Pu}$	1,43	1,28	1,90

Таким образом, рассматриваемый комплекс может изменяться от 1 до 2. Наряду с количеством избыточных нейтронов важным фактором является их стоимость. Одна из причин, сильно ограничивающая использование плутониевого топлива, — высокая стоимость производства твэлов, обусловленная токсичностью плутония.

Применение в качестве топлива естественного урана не позволяет получать высокое значение  $K_{\infty}$ . Высокообогащенный уран дает возможность достигать  $K_{\infty} \approx 2$  в реакторах с любым замедлителем. Сравним топливные составляющие стоимости реакторов на естественном ( $K_{\infty} = 1,05$ ,  $\frac{K_{\infty} - 1}{K_{\infty}} = 0,05$ ) и высокообогащенном ( $K_{\infty} = 2$ ,  $\frac{K_{\infty} - 1}{K_{\infty}} = 0,5$ ) уране. Очевидно, для производства одинакового количества нейтронов мощность реактора с естественным ураном должна быть в 10 раз больше, и в единицу времени будет сгорать в 10 раз больше топлива.

В табл. I приведена стоимость единицы массы  $^{235}\text{U}$  в топливе с различным обогащением.

Т а б л и ц а I

Обогащение, %	0.7	1.0	2.0	10.0	20.0	90.0
Стоимость (относительные единицы)	1.00	1.35	1.93	2.62	2.86	3.00

С учетом стоимости топлива для производства одинаковых количеств нейтронов затраты на топливо для реактора с естественным

ураном окажутся в 3 раза выше, чем в реакторе с ураном 90% обогащения. Кроме того, для снятия большой мощности потребуются более высокие капитальные затраты (на оборудование, помещение). В связи с большой топливной загрузкой в реактор с естественным ураном ( $1 \text{ т } ^{235}\text{U}$ ), плотность потока нейтронов в нем окажется значительно ниже, чем в реакторе с ураном 90% обогащения (загрузке  $10 \text{ кг } ^{235}\text{U}$ ).

В исследовательских реакторах, как правило, используют дисперсионные твэлы, в которых допустимая глубина выгорания топлива зависит от вида и концентрации разбавителя. Чем больше разбавителя, тем выше допустимая глубина выгорания. При заданном соотношении ядер  $^{235}\text{U}$  и разбавителя увеличение обогащения урана приводит к улучшению характеристик твэлов. Во многих исследовательских реакторах в России и за рубежом используют уран 90% обогащения.

Плотность потока нейтронов в реакторе пропорциональна его мощности, коэффициент пропорциональности зависит от параметров активной зоны и отражателя. Поток нейтронов связан с плотностью энерговыделения:

$$\varphi = \frac{q}{E_f} \frac{1}{\Sigma_f}, \quad (5)$$

где  $\Sigma_f$  - макроскопическое сечение деления топлива;  $\Sigma_f = \frac{G}{V} \times \frac{N_A \sigma_f}{A}$ ;  $N_A$  - число Авогадро;  $A$  - массовое число;  $G$  - загрузка топлива;  $V$  - объем активной зоны.

Выражение (5) можно преобразовать к виду:

$$\varphi = \frac{A}{N_A \sigma_f} \cdot \frac{q}{E_f} \frac{V}{G}. \quad (6)$$

Согласно последней формуле поток нейтронов в реакторе зависит от плотности энерговыделения  $q$  и концентрации топлива  $G/V$ . Если величина  $q$  задана, то для увеличения потока следует уменьшать концентрацию топлива в активной зоне.

Концентрация топлива минимальна в гомогенном реакторе больших размеров без конструкционных материалов и  $^{238}\text{U}$ . В этом случае критическое уравнение имеет вид:  $\beta \cdot \eta = 1$ .

Учитывая, что  $\beta_{\text{гом}} = \frac{\Sigma_a^{\text{топ}}}{\Sigma_a^{\text{топ}} + \Sigma_a^{\text{зам}}}$ , получим:

$$\Sigma_a^{top} / \Sigma_a^{зам} = \eta / \eta - 1, \quad (7)$$

где  $\Sigma_a^{top}$ ,  $\Sigma_a^{зам}$  - макроскопические сечения поглощения нейтронов в топливе и замедлителе.

Поскольку  $\eta = x \nu$ ,  $x = \frac{\Sigma_f^{top}}{\Sigma_a^{top}} = \frac{\eta}{\nu}$ , преобразуем выражение (7) к виду:

$$\frac{\Sigma_f^{top}}{\Sigma_a^{top}} = \frac{\eta}{\eta - 1} \cdot \frac{1}{\nu}. \quad (8)$$

Если  $q_{max}$  - максимально допустимая плотность энерговыделения, то соответствующая ей плотность потока тепловых нейтронов описывается выражением:

$$\Phi_{max} = \frac{q_{max}}{E_f} \frac{1}{\Sigma_f} = \frac{\eta - 1}{\eta} \nu \frac{q_{max}}{E_f} \frac{1}{\Sigma_a^{зам}}. \quad (9)$$

Величины максимально возможной плотности потока нейтронов в реакторах с высокообогащенным топливом даны в табл.2 ( $q_{max} = 100$  кВт/л).

Т а б л и ц а 2

Максимально возможная плотность потока тепловых нейтронов

Замедлитель	H <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	Be	C
$\Phi_{max} \cdot 10^{15} \frac{\text{нейтр.}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$	0.20	60.4	3.56	10.2

Таким образом, наибольшую величину  $\Phi_{max}$  можно получить в реакторе с тяжелой водой. Значение  $q_{max} = 100$  кВт/л не является предельным для тяжелой воды, реально достижима величина составляет 500 кВт/л.

Если лимитирующим фактором является не  $q$ , а мощность реактора  $W$ , то для оценок можно использовать следующее выражение:

$$\Phi = \frac{W}{N_a \sigma_f} \cdot \frac{1}{E_f} \cdot \frac{W}{G}. \quad (10)$$

В этом случае  $\Phi_{max}$  соответствует минимальной критической загрузке топлива в реактор (около 0,3 кг  $^{235}U$  в реакторе с легководным замедлителем и бериллиевым отражателем и в реакторе с тяжеловодным замедлителем и отражателем). В этих случаях отношение средней (по активной зоне) плотности потока тепловых нейтронов к мощности достигает  $\sim 7 \cdot 10^7 \frac{\text{нейтр.}}{\text{см} \cdot \text{с}}$  (отношение  $\frac{\bar{\Phi}}{W}$  носит название качества исследовательского реактора).

Сопоставление существующих исследовательских реакторов с реакторами других типов (энергетическими, судовыми, промышленными) приводит к заключению, что первые имеют наибольшие плотности потока нейтронов, наиболее развитые поверхности теплосъема, наибольшие скорости движения теплоносителя, наибольшие тепловые нагрузки.

## 1.2. Типы исследовательских реакторов

По назначению реакторы исследовательские подразделяются на: реакторы для физических исследований, материаловедческие реакторы и реакторы для производства радионуклидов.

Реакторы для физических исследований (в том числе для измерений нейтронных сечений, для исследований по физике твердого тела, по ядерной физике и др.). Такие исследования обычно проводят на экспериментальных установках, расположенных вне реактора. Пучки нейтронов из реактора поступают в установки по каналам, пронизывающим отражатель и защиту.

Нейтральность нейтрона затрудняет формирование и в большинстве случаев делает невозможным управление нейтронными пучками. Для формирования пучков используют многощелевые коллиматоры с перегородками из поглощающих нейтроны материалов. Число нейтронов  $J$  на выходе коллиматора связано с потоком  $\Phi$  на входе следующим выражением:

$$J = \frac{1}{4\pi} \Phi S \Delta\psi_r \Delta\psi_s, \quad (II)$$

где  $S$  — площадь пучка;  $\Delta\psi_r$ ,  $\Delta\psi_s$  — угловые расходимости щели по горизонтали и вертикали. На расстоянии  $r$  от выхода коллиматора площадь пучка равна

$$S(r) = S + r^2 \Delta\psi_r \Delta\psi_s. \quad (I2)$$

На больших расстояниях, где  $S \ll r^2 \Delta \varphi_r \Delta \varphi_\theta$  интенсивность пучка убывает по закону:  $J \sim \Phi S / 4\pi r^2$ . Поэтому выгодно создавать компактные экспериментальные установки с минимальным расстоянием от отражателя реактора до детектора.

Потери нейтронов на пути до установки в некоторых случаях можно снизить путем использования зеркального нейтронотода. Известно, что нейтроны, падающие на зеркальную поверхность под малым углом, испытывают полное отражение. При заданном угле падения полное отражение испытывают те нейтроны, длина волны которых превышает критическое значение, определяемое рассеивающими свойствами вещества. Если стенки коллиматора обладают отражающими свойствами, нейтроны будут двигаться по каналу, ограниченному этими стенками. Таким образом, фактор  $1/r^2$  исключается, потери нейтронов на многометровом пути внутри нейтронотода оказываются относительно малы. Обычно для транспортировки холодных (энергия  $10^{-4} \div 5 \cdot 10^{-3}$  эВ) и тепловых нейтронов используют нейтронотоды из полированных стеклянных пластин с напыленным на их поверхность слоем никеля. Нейтронотоды изгибают так, что радиус их кривизны определяет верхнюю границу энергии пропускаемых нейтронов. Нейтроны более высоких энергий покидают нейтронотода. В результате на расстоянии в десятки метров от реактора можно получить чистый пучок нейтронов с энергиями ниже тепловой.

Нейтронные импульсы для времяпролетных измерений можно формировать путем прерывания пучка нейтронов. Когда щели во вращающемся прерывателе совпадают со щелями в неподвижном коллиматоре, в экспериментальную систему проходит нейтронный импульс. Прерыватель для медленных нейтронов простой и легкий: пучок можно перекрывать с помощью тонкого листа кадмия. Для прерывания пучка резонансных нейтронов необходим массивный, быстро вращающийся прерыватель (скорость вращения — десятки тысяч оборотов в минуту). Используют многороторные селекторы, роторы которых подвешены в магнитном поле и вращаются в вакуумированных кожухах практически без трения. С их помощью получают короткие импульсы длительностью 1 мкс и даже 0,25 мкс. Такие системы были использованы для исследований сечений доступных в малых количествах сильно радиоактивных нуклидов (трансплутониевые и осколочные элементы).

Материаловедческие реакторы для радиационных испытаний материалов, конструкций, электронных элементов и блоков и др. Иногда такие реакторы называют "петлевыми". Петля (рис.1) это автономный контур для испытаний, в ее состав входят циркулятор, теплообменник, фильтры. Экспериментальные петли малой мощности (10 - 50 кВт) служат для исследований образцов материалов, средней мощности (100 - 500 кВт) - для испытаний ТВЭЛов, большой (1000 - 5000 кВт) - для ресурсных испытаний полномасштабных ТВС. В активных зонах материаловедческих реакторов поле нейтронов формируется под совместным влиянием рабочих и петлевых каналов. Например, в отечественном реакторе МР на 32 рабочих канала приходится до 30 петлевых. Их характеристики даны в табл.3.

Т а б л и ц а 3

Характеристики экспериментальных петель реактора МР

Петля	Теплоноситель	Мощность, кВт	Давление, МПа	Расход теплоносителя, т/ч	Макс. темп. теплоносителя, °С	Макс. темп. поверхности ТВЭЛ, °С	Макс. число каналов в петле
ПВЦ-I	Вода - пароводородная смесь	до 3000	10,0	30	310	320	7
ПВК	" "	" "	12.5	150	300	325	5
ПВУ	" "	" "	10.0	30	310	320	3
ПВС	Вода	до 2000	20.0	30	330	360	3
ПО	Органическая жидкость	1000	2.0	30	400	450	2
ПГ	Гелий	1000	10.0	2	800	1500	1
ПНГ	Инертный газ	50	5.0	-	-	1700	1

Испытания ТВС продолжаются от нескольких месяцев до нескольких лет. За это время в активной зоне происходят изменения, влияние которых необходимо учитывать.

Число образующихся радиационных дефектов определяется флюенсом и энергетическим распределением нейтронов. Специальные исследования, проведенные в потоках нейтронов с различными энергетическими распределениями, показали, что при одинаковом флюенсе ко-

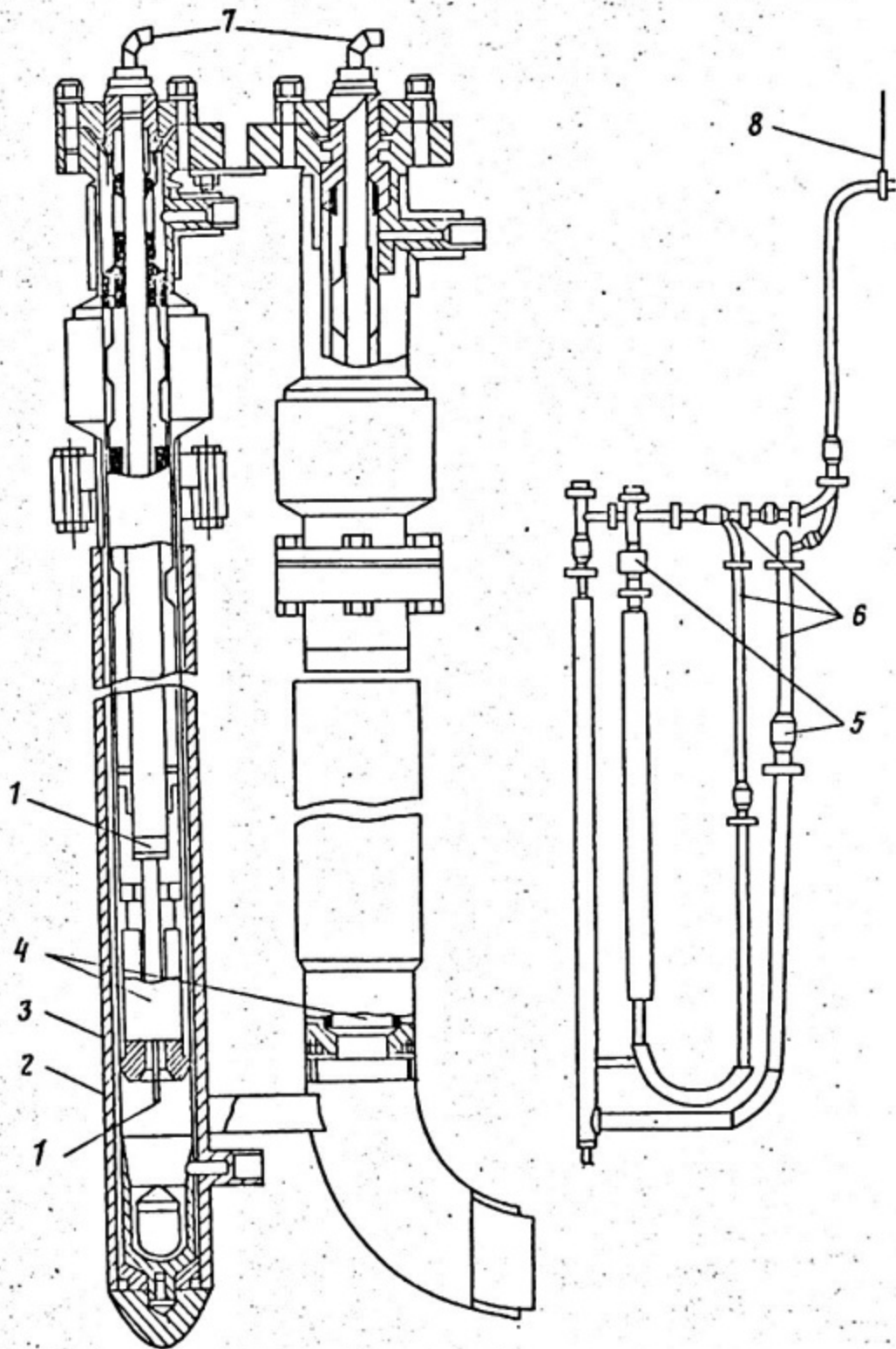


Рис. I. Петлевой канал реактора МР:  
 I - термопара; 2 - внешний чехол канала; 3 - корпус канала; 4 - место расположения ТВС; 5 - сифон; 6 - трубопровод; 7 - вывод термопар; 8 - вакуумная трубка

личества образовавшихся дефектов существенно различались. Считают, что повреждающими полупроводниковые материалы являются нейтроны с энергией выше 0,1 МэВ, а конструкционные материалы — нейтроны с энергиями выше 0,5 МэВ.

Для определения флюенсов и спектров нейтронов при радиационных испытаниях применяют активационные детекторы. Спектр нейтронов ислучают с помощью набора из 20–30 детекторов с разной энергетической зависимостью сечений (резонансные, пороговые и др.). Для измерений флюенса используют реакции с образованием долгоживущих радиоактивных нуклидов (чей период полураспада много больше продолжительности испытания). Флюенс тепловых нейтронов обычно определяют по числу реакций  $^{59}\text{Co} (n, \gamma) ^{60}\text{Co} (T_{1/2} = 5,2 \text{ лет})$  в кобальтовой проволоке, облучавшейся вместе с испытуемой ТВС. Для оценки флюенса повреждающих нейтронов все шире используют реакцию  $^{93}\text{Nb} (n, n') ^{93m}\text{Nb} (T_{1/2} = 16,1 \text{ года, ее эффективный порог при облучении в реакторе на тепловых нейтронах равен } 1 \text{ МэВ})$ . Точность определения спектра в разных энергетических интервалах составляет 10 – 30%, флюенса тепловых нейтронов 10 – 15%, флюенса повреждающих нейтронов – 15 – 20%.

Реакторы для производства радионуклидов. При работе АЭС в их топливе образуются новые тяжелые радионуклиды. Их содержание растет при увеличении глубины выгорания и включении плутония в начальный состав топлива. Ядерные данные об этих нуклидах необходимы для расчетов реакторов и установок внешнего топливного цикла, хранилищ радиоактивных отходов.

Некоторые трансплутониевые нуклиды благодаря своим свойствам (короткие периоды альфа-распада или спонтанного деления, высокие величины сечения деления и др.) представляют большую ценность (табл. 4). Нуклиды  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$  используют в изотопных источниках для "малой" энергетики,  $^{252}\text{Cf}$  служит мощным нейтронным источником для активационного анализа, нейтронного каротажа, радиотерапии и т.д.

В отработавшем топливе АЭС далекие трансплутониевые нуклиды содержатся в очень малых концентрациях ( $10^{-4} \div 10^{-8}\%$ ), и их выделение представляет собой высокотрудоемкий и дорогой процесс, основанный на переработке больших количеств высокоактивных материалов. Большинство указанных нуклидов быстрее и дешевле получать путем облучения соответствующих стартовых материалов-мишеней в исследовательских реакторах.

## Физические характеристики некоторых трансплутониевых нуклидов

Нуклид	Тепловое сечение	Резонансный интеграл	Число вторичных нейтронов
	$\sigma_f$ , барн	$RJ_f$ , барн	$\nu$ , ( $\frac{\text{нейтр.}}{\text{1 дел.}}$ )
$^{242}\text{Am}$	6080 $\pm$ 500	2260 $\pm$ 200	3,25 $\pm$ 0,10
$^{245}\text{Cm}$	2070 $\pm$ 150	805 $\pm$ 80	3,80 $\pm$ 0,16
$^{249}\text{Cf}$	1715 $\pm$ 80	2200 $\pm$ 100	4,56 $\pm$ 0,21

Скорость наработки нуклидов определяется исходным составом мишени, плотностью потока и спектром нейтронов. Например, для получения  $^{242}\text{Cm}$  путем облучения мишени из  $^{241}\text{Am}$  целесообразно использовать максимальный поток тепловых нейтронов без примеси резонансных нейтронов. Увеличение потока резонансных нейтронов повышает скорость образования  $^{242}\text{Cm}$ , но еще больше усиливается его выгорание.

Обычно получение далеких трансплутониевых нуклидов включает несколько этапов:

первый – превращение  $^{239}\text{Pu}$  в  $^{242}\text{Pu}$ ;

второй – превращение  $^{242}\text{Pu}$  в  $^{243}\text{Am}$  и  $^{242}\text{Cm}$ ;

третий – наработка  $^{252}\text{Cf}$  путем облучения полученных на предыдущем этапе нуклидов;

четвертый – наработка эйнштейния и фермия путем облучения изотопов калифорния.

После каждого этапа проводится химическая переработка облученных мишеней и изготовление новых мишеней. На первом этапе для получения  $^{242}\text{Pu}$  используют обычный энергетический реактор, последующие облучения проводят в высокопоточном исследовательском реакторе.

Для облучения используют вертикальные экспериментальные каналы, проходящие через активную зону, отражатель или ловушку нейтронов. Ловушкой называют заполненную замедлителем полость в активной зоне реактора. Плотность потока тепловых нейтронов в ловушке существенно (в несколько раз) выше, чем в окружающей активной зоне. Наибольшие потоки получают в ловушках водо-водяных реакторов с промежуточным спектром нейтронов.

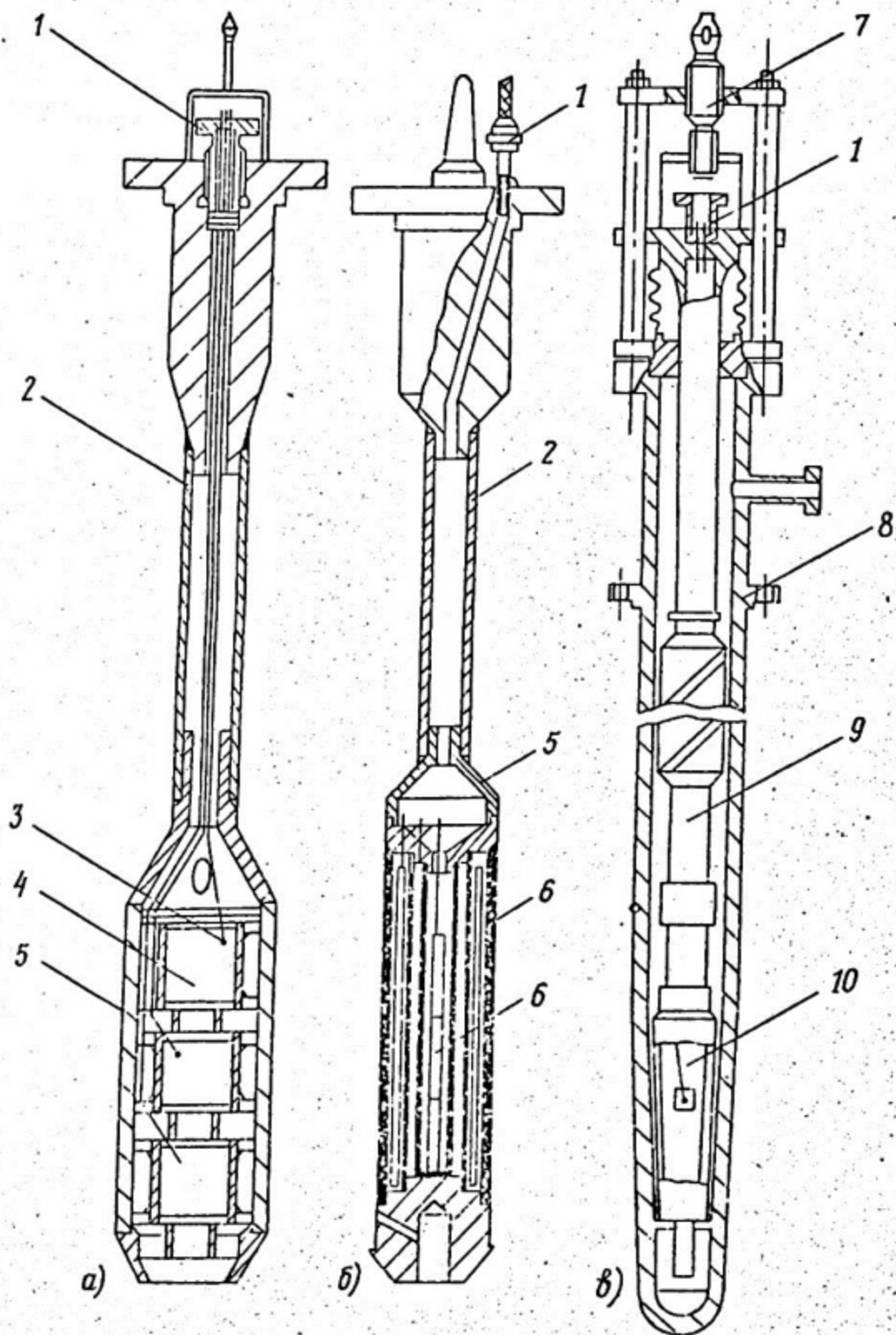


Рис.2. Ампульные устройства реактора СМ-2:  
*а* - для облучения при температуре теплоносителя; *б* - для облучения при различных температурах; *б* - с газовым зазором;  
 1 - узел герметичного вывода термопар; 2 - труба с фланцем для крепежа на крышке реактора; 3 - термопары; 4 - контейнеры с образцами; 5 - корпус ампулы; 6 - образцы; 7 - винтовое устройство; 8 - вспомогательный корпус; 9 - подвеска; 10 - ампула с образцами

При облучениях малых количеств делящихся материалов энерговыделение невелико. Мишени помещаются внутри ампул – герметичных устройств без контура охлаждения. Для облучений в реакторе SM-2 применяют ампулы, вмещающие несколько контейнеров (рис.2). Мишени охлаждаются водой первого контура, проходящей через отверстия в донных крышках и крышках контейнеров. Ампулы изготовлены из стали, зазор между основным и вспомогательным корпусом может заполняться гелием или азотом.

Перечислим современные установки для облучения нейтронами в США:

1. Реактор *HFJR* в Ок-Ридже – корпусный, водоохлаждаемый с Be-отражателем. Номинальная мощность 100 МВт (тепловых). Служит для облучений интенсивными потоками тепловых нейтронов с регулируемым спектром.

2. *ANS* – тяжеловодный реактор для получения самых интенсивных в мире пучков тепловых нейтронов.

3. *FFTF* – петлевой реактор на быстрых нейтронах в Ханфорде. Охлаждается натрием. Номинальная мощность 400 МВт. Используют для облучений быстрыми нейтронами (плотность потока нейтронов с энергией выше 100 кэВ достигает  $3 \cdot 10^{15} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$ ). Применяют ампулы диаметром 28 мм.

### 1.3. Обзор стационарных исследовательских реакторов

Реактор SM-2 в г.Димитровграде (Россия) – промежуточный уран-легководный реактор с бериллиевым отражателем. Мощность 100 МВт, поток тепловых нейтронов в активной зоне при номинальной мощности около  $2 \cdot 10^{15} \frac{\text{нейтр.}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$ ; а в лозушке достигает  $5 \cdot 10^{15} \frac{\text{нейтр.}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$ . Предназначен для получения трансурановых нуклидов и физических исследований на пучках нейтронов (главным образом для времяпролетных измерений).

Объем активной зоны равен 35 л, она собрана из 28 ТВС, содержащих пластинчатые твэлы. Годовое потребление  $^{235}\text{U}$  составляет 140 кг, из них 40 кг сжигается. Качество реактора достигает  $0,5 \cdot 10^8 \frac{\text{нейтр.}}{\text{см}^2 \cdot \text{с} \cdot \text{Вт}}$ .

Распределение потоков нейтронов по радиусу реактора SM-2 показано на рис.3.

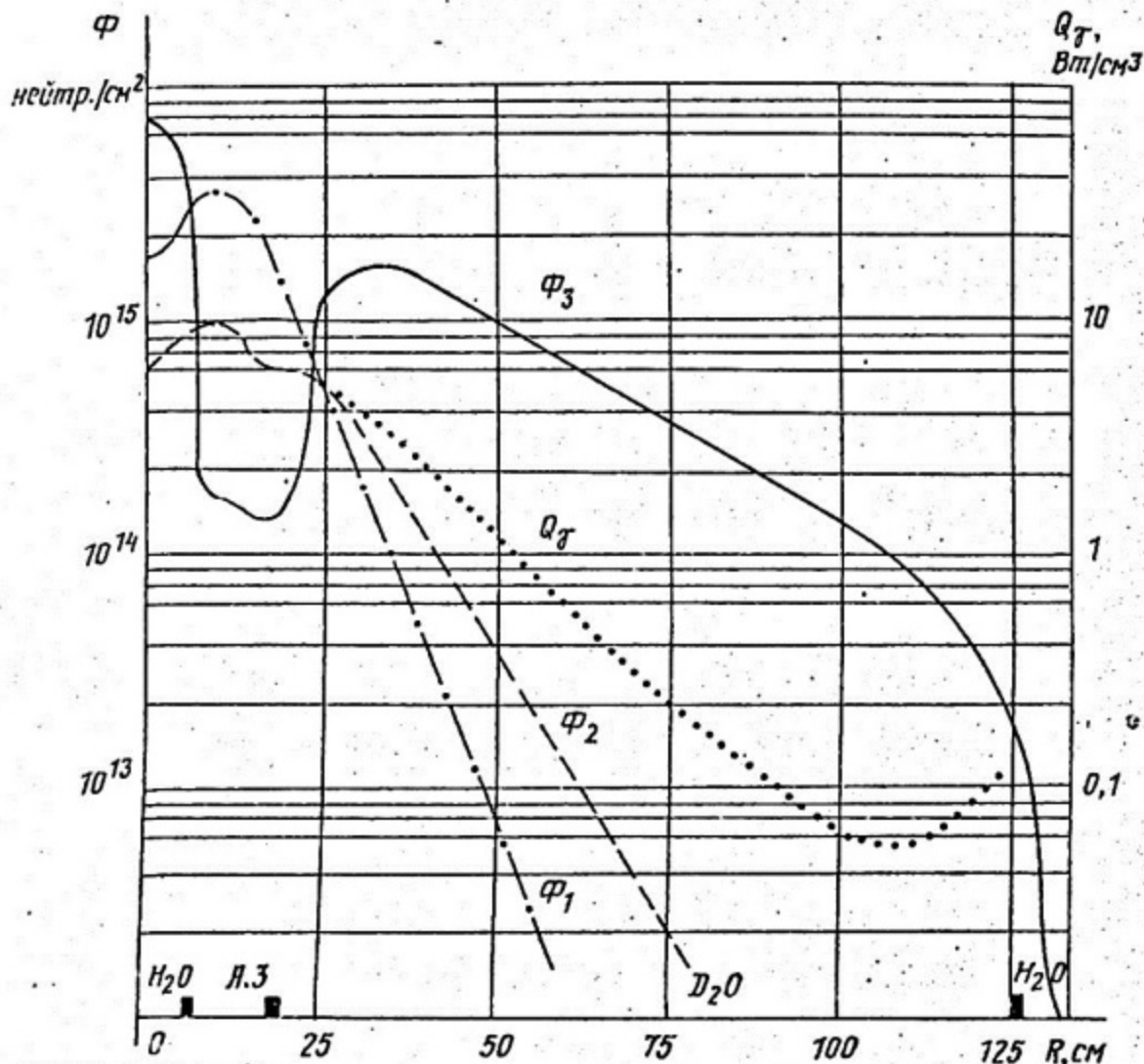


Рис. 3. Распределение невозмущенных нейтронных потоков  $\Phi$  и энерговыделения в отражателе  $Q_\gamma$  при мощности реактора 100 МВт:  $\Phi_1$  — поток быстрых нейтронов с  $E > 5$  кэВ;  $\Phi_2$  — поток эпитепловых нейтронов с  $5$  кэВ  $> E > 0,6$  эВ;  $\Phi_3$  — поток тепловых нейтронов с  $E < 0,6$  эВ

Реактор GFR (Гренобль, Франция) — тяжеловодный корпусной реактор. Мощность 60 МВт, поток тепловых нейтронов в отражателе достигает  $1,5 \cdot 10^{15}$   $\frac{\text{нейтр.}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$ , в активной зоне —  $5 \cdot 10^{14}$   $\frac{\text{нейтр.}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$ . Предназначен для исследований в области ядерной физики и физики твердого тела.

Активная зона реактора объемом 52,5 л собрана из одной топливной сборки, содержащей 8,6 кг  $^{235}\text{U}$ . Этого количества хватает на 42 дня непрерывной работы. Полное количество тяжелой воды в реакторе составляет 40 т, она служит замедлителем, теплоносителем и отражателем нейтронов.

В отражателе расположен источник холодных нейтронов (ИХН), содержащий 25 л жидкого дейтерия при температуре 25 К. Тепловые

нейтроны внутри этого объема "сбрасывают" температуру, "холодные" нейтроны используют для исследований по физике твердого тела. Они транспортируются к экспериментальным установкам по зеркальным нейтронводам.

В отражателе также расположен источник "горячих" нейтронов - блок графита внутри вакуумированного сосуда. За счет поглощения гамма-излучения графит нагревается до температуры 2200 К. Пучок нейтронов, выходящий из этого источника, обогащен нейтронами с энергиями 0,1-1,0 эВ.

Схема расположения каналов реактора *GHFR* представлена на рис. 4.

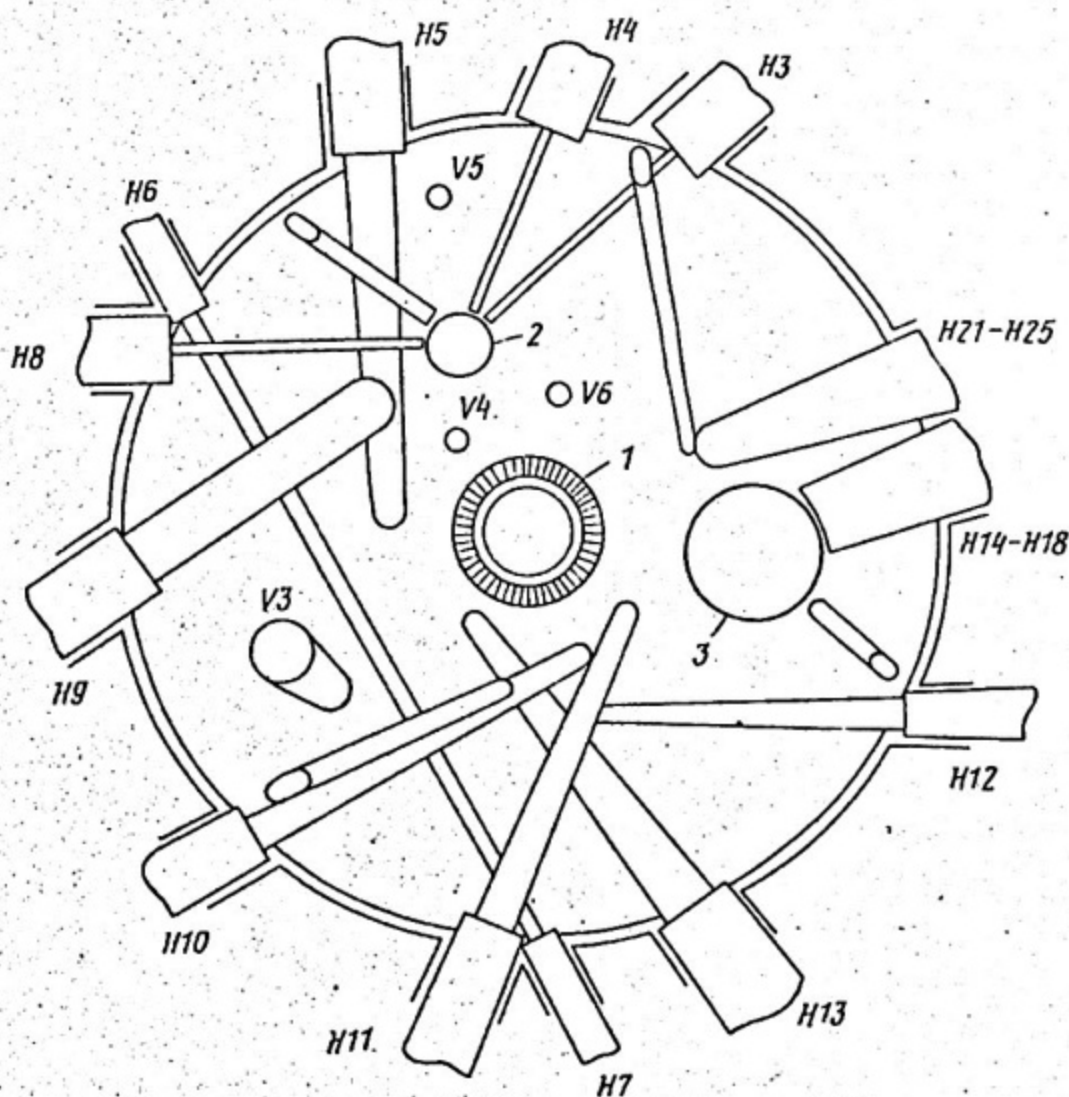


Рис. 4. Схема расположения каналов реактора *GHFR* :  
 H1 - H25 - горизонтальные каналы; V1 - V6 - вертикальные каналы;  
 1 - А.З.; 2 - ИГН; 3 - ИХН

Реактор ИРТ. Маломощные исследовательские реакторы используются в ряде стран для обучения студентов соответствующих специальностей (например, в Австралии, Венгрии и др.). В США в 1970-е годы реакторы работали в 76 университетах.

В России эти реакторы служат базой для обучения (и, разумеется, исследований) в двух вузах: МИФИ и Томском политехническом институте. ИРТ-МИФИ – бассейновый реактор мощностью 2000 кВт. Топливо – частицы двуокиси высокообогащенного урана диспергированные в алюминиевую матрицу. ТВС собраны из твэлов, представляющих собой прямоугольные коаксиальные трубы. Стенки бассейна реактора, элементы конструкции и покрытие твэлов изготовлены из алюминия. Штатная глубина выгорания топлива достигает 50% тяжелых ядер.

Конструкции реактора и СУЗ обеспечивают высокую степень безопасности при эксплуатации. Это подтверждено данными экспертиз, проведенных специалистами из России и МАГАТЭ.

ИРТ-МИФИ оборудован 10 горизонтальными экспериментальными каналами (ГЭК), по которым нейтроны поступают в экспериментальные установки. Потоки через ГЭК составляют  $10^{10} + 10^{11}$  нейтр./с. Сквозь активную зону реактора, отражатель и тепловую колонну проходят вертикальные экспериментальные каналы (ВЭК); в основном используемые для облучений. Максимальный поток в ВЭК –  $5 \times 10^{13}$  нейтр./см<sup>2</sup>·с.

Некоторые ГЭК служат источниками нейтронов для подкритических стэндов, используемых в лабораторном практикуме по физике реакторов. На других ГЭК и ВЭК обучаются и работают студенты и аспиранты, специализирующиеся в области ядерной физики, физики твердого тела и др. Ежегодно на ИРТ-МИФИ проводится обучение сотен специалистов. Картограмма активной зоны и схема расположения установок на ГЭК ИРТ даны на рис. 5.

Повышение плотности потока нейтронов позволяет интенсифицировать все реакторные исследования: ускорить времяпрелетные измерения сечений, ресурсные испытания, наработку трансплутониевых нуклидов.

На практике желание увеличить плотность потока, по сравнению с достигнутой в существующих высокопоточных реакторах, приводит к необходимости увеличить мощность реактора, что в свою очередь требует повышения удельного энерговыделения и уменьше-

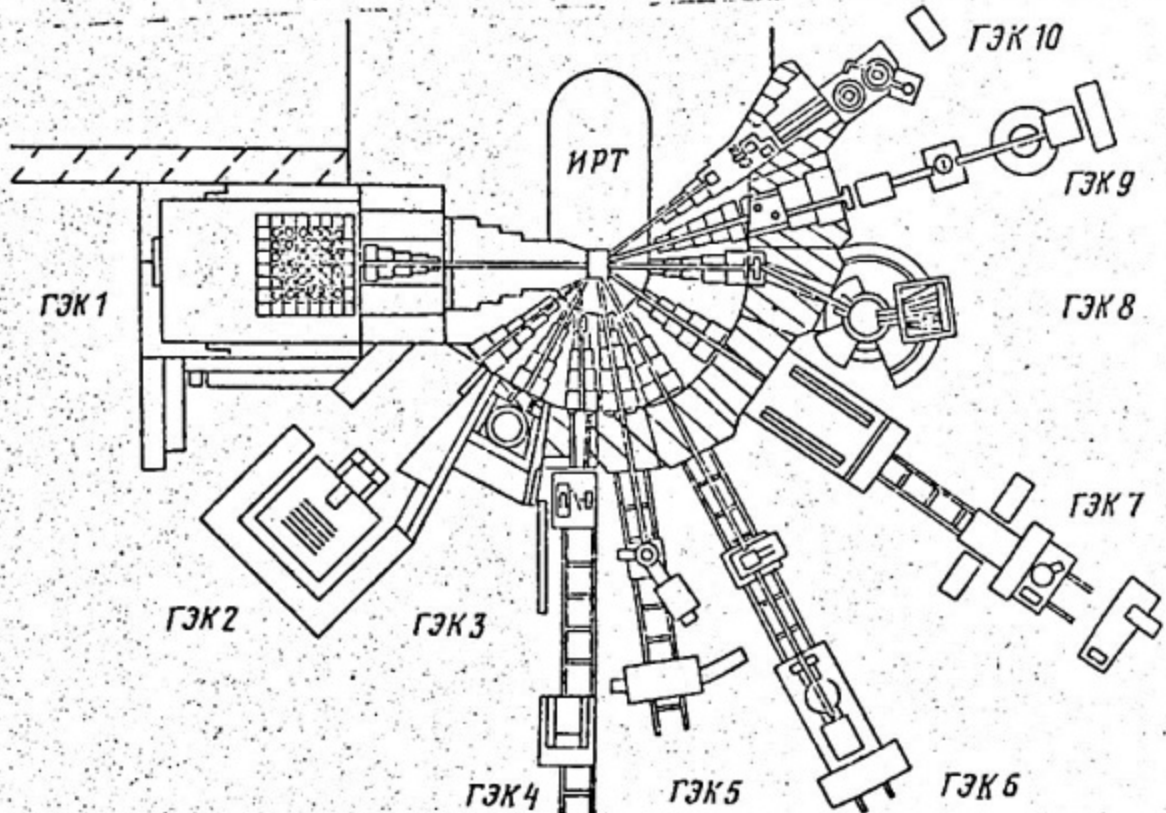
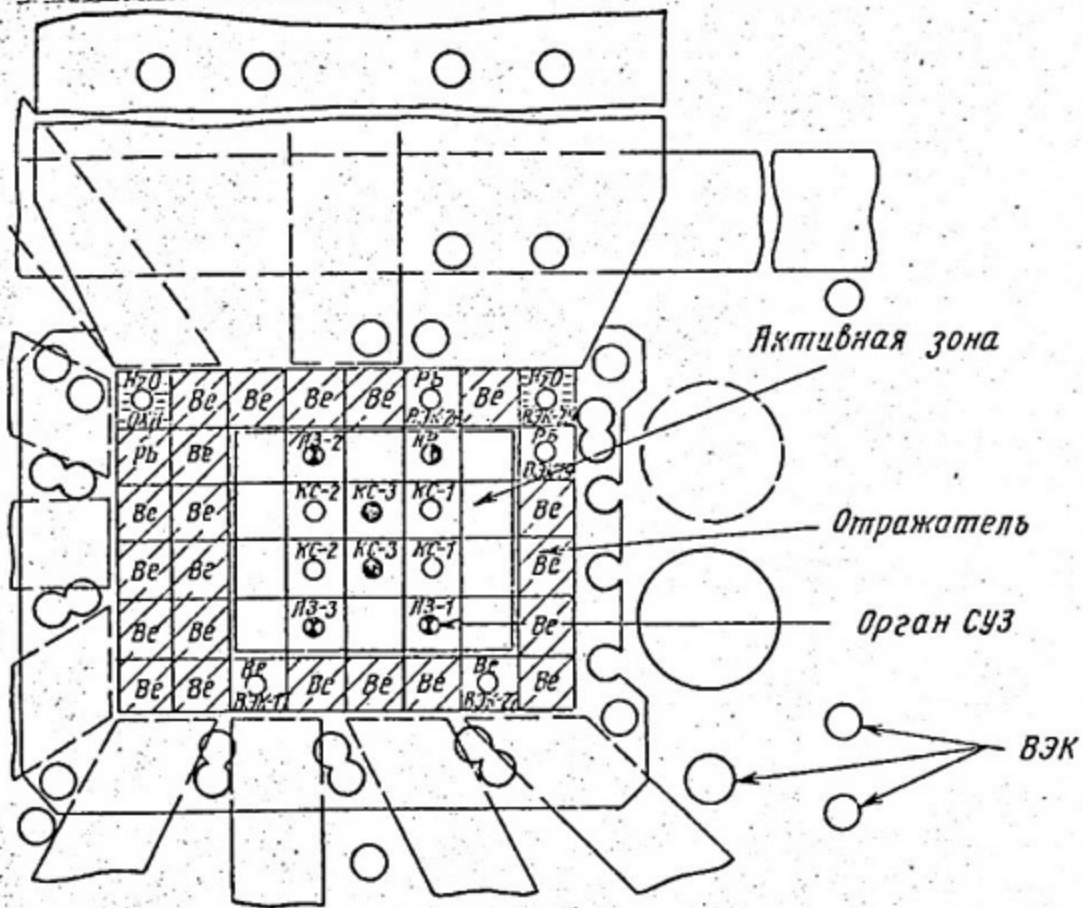


Рис. 5. Расположение вертикальных и горизонтальных экспериментальных каналов реактора ИРТ

ния толщины твэлов. С развитием поверхности твэлов увеличивается доля конструкционных материалов в активной зоне, что ведет к потере нейтронов. Реально повышение мощности в 10 раз позволит увеличить поток только в 3 раза, неся при этом огромные затраты на сооружение и эксплуатацию реактора. Практически  $10^{16}$  нейтр. — предельная плотность потока для стационарных исследовательских реакторов.

Следует также отметить, что способ формирования нейтронных импульсов для времяпролетных измерений путем прерывания лучка малоэффективен: в экспериментальную систему проходят менее 1% нейтронов, остальные поглощаются в прерывателе.

#### 1.4. Импульсные источники нейтронов

К этому классу принадлежат пульсирующие реакторы, ускорители, в мишенях которых импульсы заряженных частиц конвертируются в нейтронные, и подземные ядерные взрывы. Импульсные источники используют для времяпролетных экспериментов и ряда других фундаментальных исследований. Для решения подобных задач импульсные источники предпочтительнее: при одинаковой (со стационарным реактором) мощности они генерируют более высокие плотности нейтронов.

Пульсирующие реакторы работают в режиме коротких вспышек, разделенных интервалами, во время которых реактивность отрицательная. Вспышки получают за счет введения положительной реактивности, в результате чего реактор оказывается надкритическим на мгновениях нейтронов. К пульсирующим реакторам относятся так называемые бустеры — подкритические системы, усиливающие импульсы нейтронов от внешних источников.

Каждый из упомянутых импульсных источников имеет свои особенности. Первый не требует ускорителя, однако производит относительно широкие импульсы и, кроме того, надкритический реактор опасен. Реакторы-бустеры генерируют более узкие импульсы, к тому же подкритические реакторы безопасны.

Реакторное топливо расходуется экономно, если ширина импульсов много меньше ширины интервалов между ними. При заданном числе нейтронов в импульсе его продолжительность тем короче, чем меньше время жизни нейтронов в реакторе и больше скорость изме-

нений реактивности. Поэтому быстрый реактор обладает двумя важными преимуществами: малым временем жизни нейтронов ( $10^{-6} + 10^{-8}$  с) и возможностью легко изменять реактивность. Простой способ изменения реактивности быстрого реактора с малой активной зоной состоит в перемещении части отражателя, укрепленной на вращающемся диске. При этом нет необходимости осуществлять теплоотвод от движущейся части реактора.

Одна из важных характеристик импульсного источника — уровень фона между импульсами. Фон от запаздывающих нейтронов зависит от выбранного топлива. Доля запаздывающих нейтронов  $\beta$  при делении  $^{239}\text{Pu}$  примерно в 3 раза меньше, чем при делении  $^{235}\text{U}$ , поэтому использование плутония (или его окиси) обеспечивает более низкий уровень фона. По этой же причине применение плутония в реакторе-бустере позволяет получать больший коэффициент усиления (КУ) нейтронных импульсов, чем при использовании  $^{235}\text{U}$ :

$$K_{U_{max}} = \frac{1}{1 - K_{max}} = \frac{1}{\beta}$$

Особый тип импульсного реактора предназначен для радиационных испытаний материалов и конструкций путем кратковременного разового облучения весьма интенсивным потоком нейтронов (например, таким образом имитируют аварийную ситуацию). Реактор может работать либо в режиме самогасящейся вспышки, либо в регулируемом режиме длительностью несколько секунд. В первом случае для гашения используют отрицательный температурный эффект, во втором применяют принудительное гашение. Подобный реактор сильно отличается по конструкции и составу от вышеуказанных пульсирующих реакторов.

### 1.5. Обзор импульсных источников нейтронов

Реактор ИБР-2 (Дубна) — пульсирующий реактор на быстрых нейтронах. Средняя мощность 4 МВт, мощность в импульсе при работе с частотой  $5 \frac{\text{имп.}}{\text{с}}$  достигает 8300 МВт. Если увеличить частоту в 10 раз, мощность в импульсе уменьшается во столько же раз. Полуширина импульса 120 мкс. Полная утечка нейтр./с равна  $1,75 \cdot 10^{17}$ , максимальный поток тепловых нейтронов на входе в экспериментальный канал =  $10^{16} \frac{\text{нейтр.}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$ .

Активная зона объемом 22 л, представляющая собой неправильный шестиугольник с полостью в центре (рис.6), собрана из 78 шестигранных ТВС. Каждая ТВС состоит из семи твэлов диаметром 8,6 мм, выполненных из  $PuO_2$ . Отношение высоты активной зоны к ее эквивалентному диаметру равно 1,7, удлиненная форма выбрана с целью увеличения эффективности подвижного бокового отражателя. Теплоъем осуществляется натрием. При работе реактора в составе бустера в центральную полость помещают мишень ускорителя.

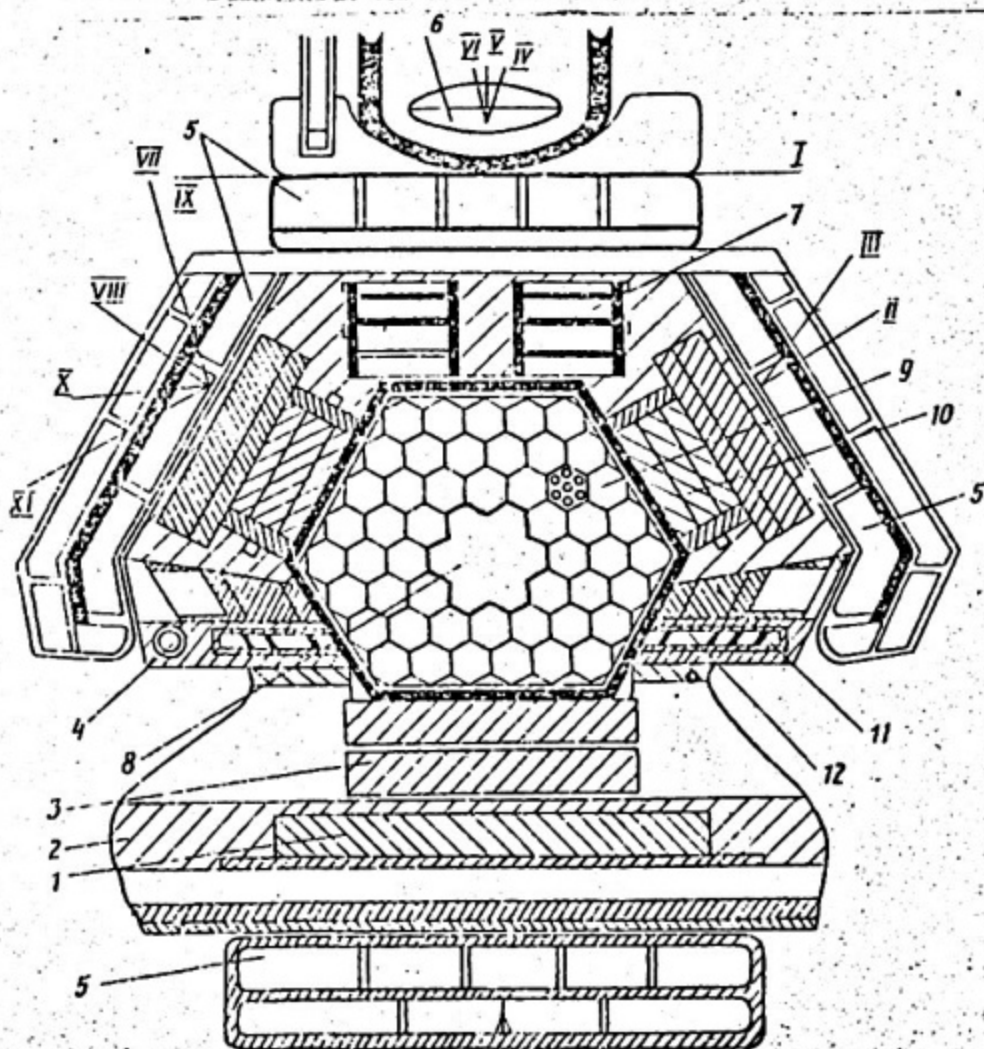


Рис.6. Горизонтальный разрез реактора ИБР-2:  
 I — бериллиевый вкладыш дополнительного подвижного отражателя;  
 2 — дополнительный подвижной отражатель; 3 — основной подвижной отражатель; 4 — стержень автоматического регулятора; 5 — водный замедлитель; 6 — жидководородный замедлитель; 7 — блоки медленной аварийной защиты; 8 — канал мишени ускорителя; 9 — плутониевые ТВС; 10 — блок компенсатора реактивности; II — блок быстрой аварийной защиты; 12 — блок ручного регулятора; I—XI — оси нейтронных пучков

Толщина подвижного отражателя (вольфрам) – 6,5 см, дополнительного отражателя – 3,5 см. Ротор подвижного отражателя вращается со скоростью 3000 об/мин, дополнительный вращается тем же двигателем через редуктор с тремя разными передаточными отношениями. Таким образом, возможны 4 частоты следования импульсов: 50, 25, 10,  $5 \frac{\text{ИМП}}{\text{с}}$ .

Реактор ИБР-2 предназначен для физических исследований и изучения импульсных радиационных воздействий. При средней мощности в 25 раз меньшей, чем у СИ-2, он создает на 2–3 порядка более мощные импульсы нейтронов.

В качестве мощных импульсных источников нейтронов используют реакторы-бустеры и мишени из тяжелых материалов, облучаемые заряженными частицами из ускорителей. Мишени значительно уступают бустерам по плотности потока (нет размножения нейтронов).

Источниками заряженных частиц служат протонные или электронные ускорители. Протоны в мишенях рожают нейтроны в результате *spallation*-реакции, электроны – по реакции ( $e - \gamma - n$ ). Число образующихся нейтронов зависит от вида заряженных частиц ( $p$  или  $e$ ), их энергии и силы тока.

Процесс множественного испускания нейтронов под действием заряженных частиц называют глубоким расщеплением (*spallation*). Процесс идет в два этапа. На первом в результате взаимодействия частицы с нуклидами из ядра вылетают быстрые нуклоны и мезоны, а остаточное ядро оказывается сильно возбуждено. На втором этапе возбуждение снимается путем испускания нуклонов, более тяжелых частиц и гамма-квантов. Вылетевшие на первой стадии из ядра частицы высоких энергий попадают в другие ядра и повторяют процесс.

Сопоставление ускорителей протонов и электронов показывает, что энергия, выделяемая при рождении одного нейтрона, составляет около 50 МэВ при использовании быстрых протонов ( $E_p \approx 10^3$  МэВ) и около 2000 МэВ при использовании электронов ( $E_e \approx 10^2$  МэВ). Таким образом, при наличии ограничений по энерговыделению применение протонного ускорителя позволяет получать значительно более мощные нейтронные импульсы, чем при использовании электронных. В настоящее время в ряде стран (США, Канада, Россия) существуют проекты соответствующих протонных ускорителей: средний ток – несколько мА, энергия протонов 1–2 ГэВ.

Известно, что при использовании времяпролетной методики разрешение нейтронного спектрометра

$$R = \frac{\Delta E}{E} = c\sqrt{E} \frac{\tau}{l},$$

где  $\tau$  — длительность нейтронного импульса,  $l$  — пролетное расстояние.

При сравнении различных источников для времяпролетных экспериментов используют понятие качества спектрометра. Качество — это функция  $N(E)$ , характеризующая энергетическую зависимость интенсивности пучков нейтронов из разных источников при одинаковом разрешении спектрометра:

$$N(E) = \frac{\pi q}{l^2} \Phi(E) dE,$$

где  $N$  — плотность потока нейтронов на образец в интервале энергии  $\Delta E$ ,  $\pi$  — частота повторения нейтронных импульсов,  $q$  — количество нейтронов в импульсе,  $\Phi(E) dE$  — спектр нейтронов. Например, в области резонансов  $\Phi(E) dE \sim \frac{dE}{E}$ ,  $N(E) \sim \pi q R/l^2$ .

Сравнение показывает, что для исследований в каждой области энергии нейтронов существуют оптимальные источники. В области тепловых нейтронов это стационарные реакторы и импульсные реакторы типа ИБР. В резонансной области — линейные электронные ускорители с неразмножающими или размножающими мишенями. В области быстрых нейтронов — протонные линейные или циклические ускорители на энергии  $10^7$ – $10^9$  эВ.

На рис. 7 представлена сводка данных о мощности нейтронных источников всех поколений.

Подземные ядерные взрывы представляют собой предельный случай работы реактора в импульсном режиме. Характеристики взрыва можно существенно варьировать, изменяя конструкцию ядерного устройства.

Например, при взрыве мощностью эквивалентной 100 кт тринитротолуола (цилиндрический заряд диаметром 45 см) за время  $10^{-7}$  с испускается  $\sim 10^{25}$  нейтронов. Это намного больше, чем можно получить на ускорителях. При использовании ядерных взрывов становятся осуществимыми эксперименты, которые на ускорителях длились бы десятки и сотни лет.

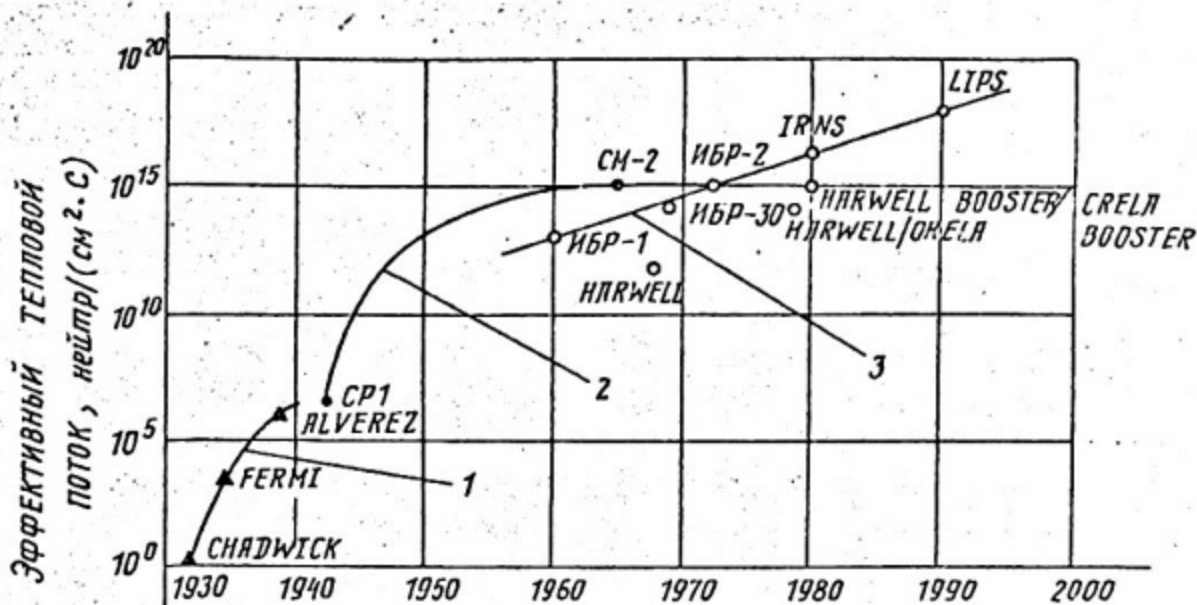


Рис.7. Эффективные тепловые нейтронные потоки источников трех поколений:

1 — ранние источники, основанные на использовании радиоактивных источников и маломощных ускорителей; 2 — стационарные реакторы; 3 — импульсные источники

Проведенные исследования показали возможность времяпролетных измерений сечений в диапазоне энергии от единиц до миллионов электронвольт при использовании очень малых количества веществ. Другая область применения подземных ядерных взрывов — получение новых тяжелых нуклидов, образующихся путем последовательного захвата нескольких нейтронов. Так были впервые получены фермий и эйнштейний, а также далекий изотоп урана  $^{257}\text{U}$ , образующийся при захвате 19 нейтронов в  $^{238}\text{U}$ .

### 1.6. Итоги рассмотрения

1. Эксперименты на исследовательских реакторах служат для получения дифференциальных ядерных данных и новых нуклидов, определения ресурсов работы реакторных материалов и узлов. Эффективность исследований зависит от плотности потока нейтронов, создаваемого реактором в экспериментальной установке.

2. Исследовательские реакторы существенно отличаются по составу и конструкции от энергетических. Для экспериментов на исследовательских реакторах используют специальное оборудование: ловушки нейтронов, нейтроноводы, селекторы, петлевые каналы и др.

3. В число измеряемых параметров входят: временное распределение нейтронов при времяпролетных измерениях, пространственно-энергетическое распределение нейтронов в реакторе и экспериментальных установках, спектры и флюенсы нейтронов при ресурсных испытаниях, ядерные характеристики получаемых нуклидов.

## 2. ЭКСПЕРИМЕНТЫ НА РЕАКТОРАХ НУЛЕВОЙ МОЩНОСТИ

Процесс создания ядерного реактора всегда сопровождается физическими расчетами и серией экспериментов. Задача физического расчета — получить детальную информацию о поле нейтронов в реакторе и их ценностях. В процессе проектирования реактора нужно рассчитать топливную загрузку, распределение энерговыделения, накопление и выгорание актинидов и продуктов деления, поведение реактора после возмущения нормальных условий его работы. Чтобы получить точные характеристики, необходимо учесть детальный ход нейтронных сечений и адекватно описать состав и структуру реактора. На практике в расчетах обычно используют системы усредненных по интервалам энергии сечений и упрощенную модель реального реактора.

Требования к точности предсказаний реакторных характеристик установлены в работах, где руководствовались как экономическими, так и технологическими соображениями. Проведенный анализ показал, что в обозримом будущем одни только измерения дифференциальных нейтронных сечений не обеспечат требуемой точности расчетов. Для достижения цели необходимы интегральные реакторные эксперименты. Кроме того, физические измерения нужны для проверки обоснованности расчетных моделей. Сопоставление экспериментальных и расчетных результатов позволяет проверять и совершенствовать расчетные методы и константы. Например, согласно оценке коррекция констант по результатам интегральных экспериментов позволила улучшить точность расчетов параметров реактора БН-1600 в 1,5 — 2,5 раза.

В интегральных экспериментах обычно определяют величины либо характеризующие изучаемый реактор в целом (критические параметры, коэффициенты реактивности), либо усредненные по спектру нейтронов в некоторой части объема реактора (спектральные индексы, интегральные сечения реакций). Интегральные эксперименты

проводят на критических и подкритических сборках<sup>\*</sup>), представляющих собой реакторы нулевой мощности (максимальный уровень мощности ниже 1 кВт), плотность потока нейтронов в реакторе на тепловых нейтронах не превышает  $10^7 - 10^8$  нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ , на быстрых нейтронах —  $10^9 - 10^{10}$  нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ . Использование реакторов нулевой мощности дает возможность оперативно изменять состав, геометрию и конфигурацию изучаемых систем. Низкий уровень мощности (а значит, низкая наведенная радиоактивность реакторных компонентов) позволяет использовать одни и те же компоненты для создания ряда сборок и производить перегрузки вручную, без специальных автоматизированных устройств. Нет необходимости применять принудительный теплосъем, конструкция реактора упрощена.

Существуют два направления исследований: эксперименты на моделях проектируемых реакторов и эксперименты для исследования особенностей определенного класса реакторов. В первом случае основной задачей эксперимента является проверка результатов расчета и получение таких необходимых для эксплуатации характеристик, как запас реактивности, эффективность системы СУЗ, распределение энерговыделения по объему. Результаты экспериментов на моделях конкретных реакторов трудно использовать для развития теории и методов расчета реакторов. Часто результаты проведенных экспериментов невозможно перенести на другие, даже близкие по физическим свойствам реакторы, отличающиеся по составу и конфигурации.

Эксперименты второго типа проводят на универсальных стендах, позволяющих собирать достаточно простые для расчета системы, менять в широких пределах их характеристики и устанавливать в результате закономерности, присущие целому классу реакторов. Варьирование концентраций топлива и замедлителя позволяет изменять спектр нейтронов.

Второе направление исследований связано также с необходимостью уточнения констант для расчета реакторов. При постановке

---

<sup>\*</sup>) Сборка — устройство для экспериментального изучения характеристик и параметров размножающей среды; стенд — комплекс, включающий сборку и оборудование для ее эксплуатации, проведения экспериментов и обеспечения ядерной, биологической и общепромышленной безопасности.

"константных" экспериментов стремятся максимально упростить геометрию сборки (простая модель дает минимальную модельную погрешность) и ее состав (минимальное число составляющих позволяет лучше выделить материалы, для которых плохо известны сечения). Сравнение измеренных и расчетных значений дает возможность внести коррективы в систему констант.

Сборки бывают двух типов: первый — из твэлов неразъемной конструкции — используют для моделирования конкретных реакторов или для экспоненциальных опытов по определению размножающих свойств реакторных решеток. На сборках второго типа реакторные материалы в виде блочков или пластинок загружают в трубы, что позволяет широко изменять состав и геометрию активной зоны.

Для каждого типа реакторов существует определенный набор измеряемых нейтронно-физических параметров, представляющих наибольший интерес для отработки методик расчета. Эксперимент должен быть информативен: в результате его осуществления должна быть уменьшена дисперсия предсказания соответствующей реакторной характеристики. Цель — снижение дисперсии — может достигаться двумя путями:

высокоточными измерениями по одной методике;

путем использования нескольких методик, обеспечивающих умеренную точность, с тем чтобы снизить скорректированные погрешности результатов за счет взаимного погашения методических погрешностей.

При выборе измеряемых параметров и методов их измерения необходимо учитывать лабораторные возможности и трудоемкость, а также доступное время работы реактора.

## 2.1. Эксперименты на подкритических сборках

Эффективным инструментом для исследований по физике больших реакторов на тепловых нейтронах является подкритический эксперимент. Размеры реакторов с естественным или слабообогащенным ураном во много раз больше длины миграции нейтронов во внутри-реакторной среде, спектр практически не изменяется по объему. Масштабы таких реакторов настолько велики, что осуществление критических экспериментов весьма затруднительно. В подобных случаях можно, используя для подкритической сборки значительно мень-

шее, чем для критического опыта, количество материалов, определить ряд важных характеристик исследуемого реактора. Кроме экономии материалов (и объема работ при перегрузках) подкритический эксперимент во многих случаях отличается от критического повышенной безопасностью (и пониженными требованиями к системе СУЗ).

Существуют разные варианты подкритического эксперимента: на сборках с внешним источником нейтронов (стационарным или импульсным) и на вставках в критический реактор, когда исследуемую подкритическую сборку окружают особой "запальной" зоной. Подкритический опыт с применением внешнего стационарного источника нейтронов носит название "экспоненциальный".

Интерпретация результатов экспериментов на подкритических сборках обычно основана на теории материального параметра, а точнее на разделении пространственной и энергетической зависимостей потока нейтронов в области установившегося спектра. Если подкритическая сборка содержит недостаточное число ячеек, предположение о пространственной независимости спектра нейтронов может нарушаться. При этом распределение нейтронов разных энергий в поперечном сечении сборки не будет характеризоваться единым собственным числом, а спектр нейтронов в отдельных ячейках будет отличаться и изменяться в зависимости от размеров сборки. В сборках малых размеров велики градиенты нейтронного потока, сильны граничные эффекты. Полученные в таких условиях результаты не будут соответствовать характеристикам исследуемого критического реактора.

Измерения спектральных характеристик в шестиугольных сборках из шаровых твэлов ВТТР показали, что асимптотический спектр может быть сформирован в шестиграннике с размером под ключ не менее  $1,3$  длины миграции нейтронов в изучаемой среде. При использовании графитового отражателя размер можно уменьшать приблизительно до одной длины миграции. При этом число используемых твэлов оказывалось в  $10-20$  раз меньше, чем требуется для критического эксперимента.

Для доказательства правильности полученного результата проводят серию измерений на рядеборок с одинаковым составом и высотой, но разными поперечными размерами. Если полученные значения согласуются, результат может служить характеристикой изучаемого реактора (рис.8).

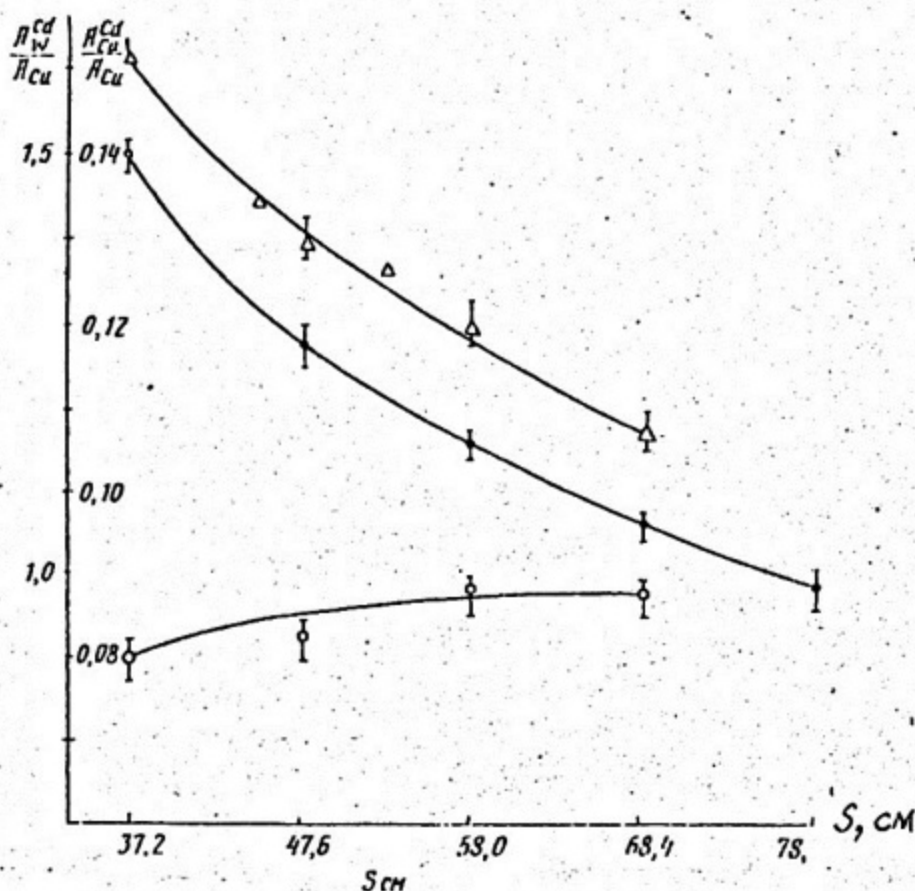


Рис. 8. Зависимости отношений скоростей реакций от размеров сборки  $\Delta$  и  $\bullet$  — соответственно  $\frac{R_{Cu}^{Cd}}{R_{Cu}}$  и  $\frac{R_{W}^{Cd}}{R_{Cu}}$  (сборки без отражателя);  $\circ$  —  $\frac{R_{W}^{Cd}}{R_{Cu}}$  (сборка с графитовым отражателем)

Например, при изучении уран-графитовых реакторов было установлено, что асимптотический спектр однородной решетки формируется в сборках с числом ячеек 25 и более, а для формирования спектра полирешетки, включающей ячейки двух типов, требуются сборки с числом ячеек в два раза большим.

Совокупность экспериментов на подкритических сборках можно разделить на две группы: измерения пространственных распределений нейтронов, характеризующих размножающие свойства сред, и опыты для изучения нейтронных реакций в реакторных решетках. Условия проведения каждой группы экспериментов различаются. В первом случае измерения охватывают большую часть сборки, где должно выполняться условие разделения переменных. Во втором — условие должно выполняться лишь в локальном объеме вблизи места измерения. Измерения пространственных распределений могут проводиться при относительно низкой плотности потока нейтронов. Для

измерений скоростей реакций активационным гамма-спектрометрическим методом требуются потоки с плотностью  $10^7 \frac{\text{нейтр.}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$  и выше.

Указанная плотность потока достигается при использовании в качестве внешнего источника для подкритических сборок пучков нейтронов из исследовательского реактора. Другая возможность — применение мощных ( $\sim 10^9 \frac{\text{нейтр.}}{\text{с}}$ ) источников  $^{252}\text{Cf}$ . Значительный выигрыш дает применение нейтронных преобразователей — буферных устройств, состоящих из размещенных особым образом делящихся и замедляющих материалов. Они усиливают поток и формируют пространственно-энергетическое распределение нейтронов, поступающих в сборку. При этом сокращается переходная область внутри сборки (и уменьшается ее минимально необходимый размер) и увеличивается плотность потока в сборке.

Для обеспечения радиационной безопасности работ при указанной плотности потока в сборках необходимо применять соответствующую биологическую защиту. Взаимодействие нейтронов с защитой могут искажать нейтронное поле в сборке. Для ослабления искажений и установления четкой границы в некоторых опытах окружают поверхность сборок кадмием.

На первом этапе исследований по физике реакторов экспоненциальные опыты в основном служили для определения размножающих свойств различных сред. Масштабы экспериментов были велики: например в Хенфорде (США) за 1951–1961 годы были измерены величины материального параметра  $k^2$  более чем для 300 разных уран-графитовых решеток.

В дальнейшем на подкритических сборках стали измерять параметры, характеризующие соотношения между скоростями нейтронных реакций в топливе ( $\text{МКК}$ ,  $^{28}\delta$ ,  $^{25}\delta$ ,  $^{28}\rho$ ), спектральные индексы (отношения сечений деления  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{235}\text{U}$ , сечений захвата нейтронов в  $\text{Li}$  и  $^{164}\text{Dy}$ , различные кадмиевые отношения и др.), распределение нейтронов определенных энергий в ячейках, вблизи границ и вблизи стержней СУЗ, резонансные интегралы поглощения нейтронов в урановых и ториевых топливных загрузках. Поскольку размеры подкритических сборок относительно малы, легче осуществлять их нагрев с целью исследований температурных эффектов. По результатам ряда экспериментов на сборках с различной плотностью теплоносителя оценивали эффекты обезвоживания и вскипания.

Первоначально для проведения экспериментов широко использовали радиохимический метод: растворяли облученные в сборках образцы, выделяли продукты исследуемых реакций и измеряли их радиоактивность с помощью газонаполненных или сцинтилляционных детекторов. В дальнейшем, после разработки ПЩ, был осуществлен переход к неразрушающим гамма-спектрометрическим измерениям, что позволило упростить экспериментальную процедуру и повысить точность результатов.

Большую пользу для исследований по физике перспективных реакторов может дать развитие расчетных методов для интерпретации результатов экспериментов, когда спектр нейтронов в сборке не соответствует точно спектру в изучаемом реакторе. Располагая таким методом можно будет еще уменьшить размеры сборок, что позволит осуществлять исследования систем с новыми типами топлива, которые в настоящее время невозможны из-за большой стоимости или высокой радиоактивности компонент (например, с топливом, содержащим плутоний или  $^{233}\text{U}$ ).

Экспоненциальный опыт, как метод исследования физики реакторов, имеет ряд ограничений. Он не пригоден для прямых измерений параметров реакторной кинетики. С его помощью трудно исследовать неоднородные по объему многозонные реакторы, промежуточные реакторы с замедляющим отражателем, в которых спектр нейтронов сильно изменяется по объему, быстрые реакторы, где пробеги нейтронов велики и влияние граничных эффектов (главным образом, обратное рассеяние вылетевших из сборки нейтронов) может распространяться на весь объем сборки. Предположение о пространственной независимости спектра нейтронов не всегда выполняется в опытах на малогабаритных уран-легководных сборках.

## 2.2. Эксперименты на критических сборках

Наиболее универсальным методом исследований по физике реакторов являются эксперименты на критических сборках. Критический эксперимент дает возможность, наряду с теми данными, которые дают подкритические опыты, получать много дополнительной ценной информации, используя для этого более широкий набор методик и приборов.

Сечения взаимодействия нейтронов разных энергий отличаются в 100 раз и более, следствием чего являются различия в структурах нейтронного поля в реакторах на тепловых и быстрых нейтронах и в величинах эффектов возмущения поля при введении в реактор экспериментальных устройств или нарушения однородности активной зоны. Например, создание полости для размещения экспериментального устройства в быстром реакторе ведет к относительно слабому возмущению поля, соответствующие поправки (несколько процентов) могут быть получены из расчета. Эффекты возмущения в тепловых реакторах в десятки раз сильнее, что делает подобный эксперимент неинформированным. Поэтому различаются конструкции сборок и наборы исследуемых характеристик, применяемые экспериментальные методы.

Плотность потока нейтронов в критических экспериментах приблизительно такая же, как в описанных ранее подкритических опытах:  $10^7 - 10^8$   $\frac{\text{нейтр.}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$  в тепловых и  $10^9 - 10^{10}$   $\frac{\text{нейтр.}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$  в быстрых реакторах.

Важная проблема – обеспечение безопасности при проведении критических экспериментов. Система СУЗ должна обеспечивать безаварийную эксплуатацию реактора желательно без применения поглощающих стержней, которые нарушают однородность активной зоны, затрудняя построение адекватной расчетной модели. На практике используют несколько разных способов регулирования или их комбинации:

• путем перемещения из активной зоны части топливных элементов;

• путем перемещения составных стержней, нижняя часть которых состоит из топлива, верхняя – из поглощающего материала;

• путем изменения уровня замедлителя.

Для того чтобы построить адекватную расчетную модель экспериментальной сборки, необходимо располагать точными данными о составе и геометрии ее компонент. Этому мешает неопределенность данных, обусловленная технологическими допусками при их изготовлении. Неточность в паспортизации ядерного топлива и других компонент может являться причиной значительного разброса экспериментальных результатов и создавать серьезные проблемы при анализе расхождений между расчетом и экспериментом. Для уменьшения неопределенности данных либо проводят специальную аттестацию

реакторных компонент с целью уточнения их характеристик, либо используют компоненты, изготовленные по "бездопусковой" технологии. Влияние допусков на результаты экспериментов оценивают с помощью вариантных расчетов.

Значения  $k_{эф}$  для критических сборок легко измерить, но не просто интерпретировать из-за необходимости введения ряда поправок (например, на регулярность границы). Следует отметить, что критические параметры являются глобальными характеристиками реакторов, поэтому проверка расчетов только по этим данным недостаточна из-за возможности взаимной компенсации нескольких расчетных погрешностей. Так  $k_{эф}$  чувствителен к разности  $\sqrt{\beta_f} - \beta_a$  и ошибки разных сечений могут взаимно погашаться. Для выявления скомпенсированных ошибок включают в анализ результаты измерений других физических параметров критической сборки.

### 2.3. Критические стенды для экспериментов по физике тепловых реакторов

Стенд ZH-6 (Будапешт, Венгрия) служил базой для исследований по физике уран-легководных решеток, проводившихся в 1979-1990 гг. специалистами международного коллектива. Технологическая схема критического стенда представлена на рис.9.

Бак критической сборки имеет объем  $10 \text{ м}^3$  (высота 1,8 м). Активная зона содержит верхнюю и нижнюю дистанционирующие плиты, в которые вставляются хвостовики твэлов. Шаг решетки  $12,7 \pm 0,05$  мм или  $11,0 \pm 0,05$  мм. Для сохранения шага использовали промежуточные дистанционирующие плиты из стали, алюминия, плексигласа.

Для аварийной защиты и регулирования мощности использовали стержни, верхняя часть которых была заполнена карбидом бора, а нижняя - обычным топливом, их число в разных случаях было от 4 до 8. Управление цепной реакцией осуществляли стержнями регулирования или изменением уровня воды в баке.

Сливная труба служит для быстрого удаления воды из бака в случае срабатывания аварийной защиты. Два подпиточных бака используются для подготовки и хранения замедлителя. В одном хранится вода, во втором - раствор борной кислоты ( $\text{H}_3\text{BO}_3$ ) в воде. Замедлитель из подпиточного бака сначала поступает в бак слива, откуда перекачивается в бак критической сборки, где заранее ус-

танавливаются решетки твэлов. Для быстрого заполнения бака служит центробежный насос производительностью до  $0,15 \text{ м}^3/\text{мин}$ , для медленного заполнения — дозирующий насос мембранного типа производительностью до  $0,009 \text{ м}^3/\text{мин}$ .

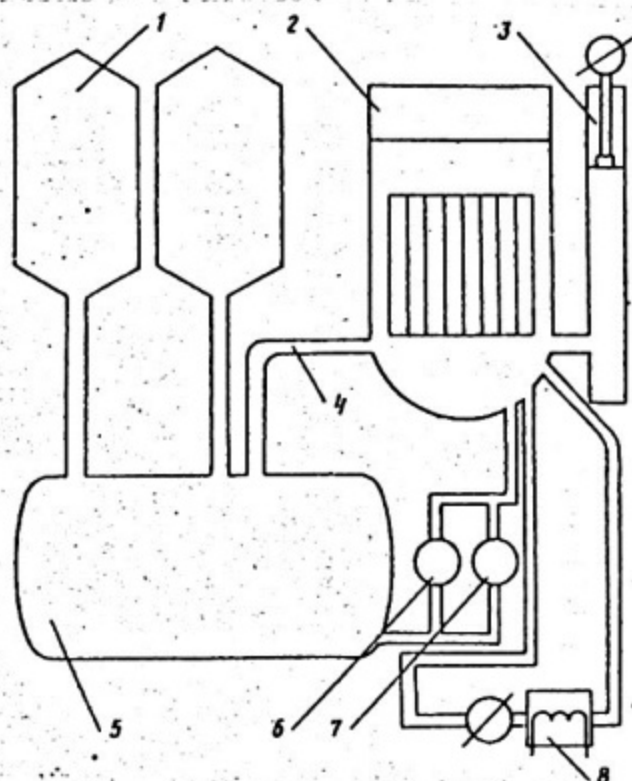


Рис.9. Критический стенд ZK-6 — схема:  
 1 — подпиточный бак; 2 — бак критической сборки; 3 — уровнемер;  
 4 — сливная труба; 5 — бак слива; 6 — насос центробежный; 7 —  
 дозирующий насос; 8 — электронагреватель

Контроль за мощностью осуществлялся с помощью двух импульсных и четырех токовых каналов. Показания импульсных каналов регистрировались с помощью ЦПУ, показания токовых — самописцами. Оценка поступающих данных с измерительных приборов производилась логической системой, которая в случаях превышения заданных предельных величин включала звуковую и световую сигнализацию или команду на срабатывание органов управления. Логическая система являлась самоконтролируемой.

Для измерений уровня замедлителя в баке критической сборки служил грубый уровнемер поплавкового типа (точность измерения уровня  $\pm 1 \text{ мм}$ ) и точный уровнемер контрактного типа (точность  $\pm 0,02 \text{ мм}$ ).

Точность измерений концентрации борной кислоты в воде достигала  $\pm 0,5\%$ .

Мощность, выделяющуюся в критических сборках, определяли из абсолютных измерений активности облученных золотых фолег. Она составляла 10–50 Вт, что соответствовало средней плотности потока тепловых нейтронов  $1 \cdot 10^7 - 5 \cdot 10^7 \frac{\text{нейтр.}}{\text{см} \cdot \text{с}}$ . Твэлы содержали ядерное топливо из  $UO_2$  в виде таблеток длиной 28–30 мм, диаметром 7,65 мм. Длина заполненной топливом части твэлов равнялась  $1250 \pm 3$  мм (результаты контрольных нейтронно-радиографических просвечиваний). Средняя плотность топлива в твэлах отличалась от плотности  $UO_2$  из-за зазоров между таблетками на 1,5–2,0% (длина зазоров  $0,3 \pm 0,4$  мм). Плотность топлива в твэлах с обогащением 1,6% равнялась  $10,33 \pm 0,01$  г/см<sup>3</sup>, в твэлах с обогащением 3,6% –  $10,56 \pm 0,03$  г/см<sup>3</sup>, с обогащением 4,4% –  $10,42 \pm 0,01$  г/см<sup>3</sup>. Величина обогащения топлива была определена с точностью  $\pm 0,05\%$  путем выборочных масс-спектрометрических измерений. Значения внутреннего и внешнего радиусов циркониевой оболочки твэлов:  $r_{\text{внеш}} = 4,525 \pm 0,025$  мм,  $r_{\text{внут}} = 3,875 \pm 0,025$  мм.

Было оценено влияние неопределенности данных о компонентах критическихборок на нейтронно-физические параметры. Результаты приведены в табл.5.

Т а б л и ц а 5

Результаты исследования для решетки с шагом 12,7 мм, обогащение топлива 3,6%

Технические данные	Отклонение от номинальных значений	Изменение параметра, %			
		$k_{\text{эф}}$	M	MKK	$^{28}\delta$
Плотность	+0,5%	-0,013	-0,25	+0,19	+0,33
Шаг решетки	+0,2 мм	-0,08	+0,14	+0,32	+0,44
Обогащение топлива	+1% (отн)	+0,14	-0,013	-0,47	-0,22
Внешний диаметр оболочки	-0,05 мм	+0,097	-0,63	-0,46	-0,55

Из табл.5 видно, что отклонения технических данных на величину установленного разброса значений могли существенно влиять

на результаты экспериментов (например, вариации обогащения топлива и содержания воды в ячейке из-за изменений диаметра твэла могли заметно влиять на величину МКК).

Для сравнения приводим некоторые технические данные относительно английских бездопусковых сборок в Винфриде (Великобритания). Там отклонения от номинальных значений были минимальны: обогащение урана составляло  $-3,003 \pm 0,01\%$ , плотность  $= 10,44 \pm 0,01$  г/см<sup>3</sup>, масса оболочки (стальной) на единицу длины  $= 0,6983 \pm 0,0035$  г/см. Это позволяло точно описывать экспериментальные сборки и при одинаковой погрешности измерений точнее корректировать расчет по результатам эксперимента.

В число экспериментов на критических сборках ZR-6 входили: определения коэффициента реактивности по уровню замедлителя и критического уровня замедлителя  $N_{кр}$ . Методика была основана на измерениях реактивности в подкритических состояниях в зависимости от уровня замедлителя по мере долива воды (или раствора борной кислоты) в бак критической сборки. Реактивность определяли в единицах  $\beta_{эф}$  по времени удвоения мощности;

измерения макрополей (для проверки малогрупповых констант, для определения величин  $\kappa^2$  и др.) с помощью следующих методик:

а) по активации твэлов получали распределение энерговыделения в активной зоне. Измерения основывались на регистрации гамма-излучения продуктов деления из облученных твэлов с помощью

NaI-детектора с коллиматором;

б) по активации помещенных в сборку фольг (из Cu, In, Eu, Dy, Al, Au+Al) получали информацию о пространственных распределениях нейтронов разных энергий вблизи границы активной зоны — отражатель, вблизи полостей и др.;

в) по активации проволоки (10% Dy + 90% Al), измеренной с помощью пластмассового сцинтиллятора с коллиматором, получали распределение тепловых нейтронов;

измерения микрополей (распределений нейтронов по элементарной ячейке) с помощью фольг из Dy, Lu, Cu. Фольги помещали внутри твэла и вокруг него;

измерения физических параметров решетки (МКК,  $^{28}\delta$ ,  $^{25}\delta$ ,  $^{28}\rho$ ), спектральных индексов, коэффициента проигрыша по тепловым нейтронам на основе гамма-спектрометрии с ПЩ и NaI-детектором.

Для обеспечения экспериментов использовали автоматизированную систему обсчета и хранения результатов. Система осуществляла обработку результатов измерений, подсчет поправок к результатам, вычисление величин определяемых параметров и их погрешностей, анализ результатов с применением статистических критериев.

Полученные из экспериментов на ZR-6 результаты образуют комплекс, который по полноте и точности данных находится на самом передовом уровне. Эти данные используются для научных (верификация расчетных программ в России, Польше, Венгрии, Германии и др.) и практических (проектирование ВВЭР-1000 и других водородных реакторов) целей.

Стенд "Макет" (ИТЭФ, Москва) используется для экспериментов по физике уран-тяжеловодных реакторов. Алюминиевый бак критической сборки диаметром 2,6 м и высотой 3,65 м расположен внутри защитного бака. Стенд снабжен гидросистемой, обеспечивающей изменение уровня  $D_2O$  в баке мерными порциями и в заданное время. Гидросистема технически обеспечивает сохранность количества и уровень качества  $D_2O$  в течение 2-3 лет. Система СУЗ использует детекторы-камеры деления и счетчики, часть которых размещена под дном защитного бака, а остальные - в вертикальных сухих каналах в активной зоне. Для контроля за уровнем мощности служат пять импульсных и три токовых канала (максимально допустимая мощность = 1 кВт), контроль за нарастанием мощности осуществляется с помощью двух токовых каналов. Дозиметрический контроль в помещении критического стенда производится стационарными приборами в двух точках по тепловым нейтронам, в двух - по промежуточным, в двух - по быстрым и в 30 - по гамма-излучению.

В число измеряемых физических параметров сборок входят:

критические параметры (путем достижения критического уровня или методом догрузки топлива);

экстраполированные размеры сборок (с помощью активационной методики);

пространственные распределения энерговыделения в сборках и в отдельных ТВС;

абсолютные значения и распределения потоков нейтронов и спектральные характеристики в объемах активных зон и элементарных ячеек (используют активационную методику, камеры деления, сцинтилляционный спектрометр быстрых нейтронов);

абсолютные величины и пространственные распределения потоков гамма-квантов (используют ионизационные камеры и термолюминисцентные детекторы);

физические веса стержней СУЗ и элементов аварийной защиты (методом импульсного нейтронного генератора, методом сброса стержней, по периоду нарастания мощности, по изменению критического уровня  $D_2O$  и др.);

температурные, пустотные и легководные эффекты реактивности (по изменению критического уровня  $D_2O$ );

кинетические параметры решетки методом импульсного нейтронного генератора.

Результаты экспериментов на стенде "Макет" послужили для тестирования методик расчетов тяжеловодных решеток, усовершенствования режимов работы находящихся в эксплуатации реакторов, уточнения характеристик перспективного реактора ТВР ИТЭФ.

#### 2.4. Критические стенды для экспериментов по физике быстрых реакторов

Сборки состоят из блоков различных материалов (обогащенный и естественный уран, плутоний, железо, графит, натрий и др.) в виде цилиндров (БЭС, ФЭИ) или квадратных призм (*ZPR*, *SNEAK*), толщина которых (1–10 мм) сравнима со средним свободным пробегом нейтронов. На критических сборках *ZPR* (США) для загрузки блоков используют горизонтальные лотки-держатели квадратного сечения. Эти лотки устанавливают в стеллажах без бака. В критических сборках *MASURCA* (Франция), *SNEAK* (Германия) имеется бак, где вертикально расположенные трубы квадратного сечения устанавливают на плите-решетке. В критических сборках БЭС блоки загружают в каналы – цилиндрические вертикальные трубы, опирающиеся на плиту.

Число блоков в сборках  $\sim 10^6$ , массы используемых делящихся материалов достигают сотен (*SNEAK* – 500 кг  $^{235}U$  и 200 кг  $^{239}Pu$ ) и тысяч (БЭС-2) кг. Ядерная безопасность при проведении работ обеспечивается использованием высокоэффективных систем СУЗ и достижением глубокой подкритичности после остановки реактора. Обычно органы регулирования имеют тот же состав, что и активная зона. На БЭС часть каналов сделана подвижными, они кре-

пятся на обоямах приводов и могут опускаться из активной зоны реактора. В некоторых случаях ( $ZPR$ ) сборка состоит из подвижной и неподвижной части, что позволяет получать глубокую подкритичность путем удаления подвижной части.

При расчетном моделировании сборки обычно представляют состоящими из плоскопараллельных слоев материалов. В действительности на сборках ВЭС слои материалов пронизаны трубами, между которыми существуют сквозные зазоры, заполняемые трехгранными вытеснителями из  $Al$  или  $Fe$ . Слои в разных трубах могут быть смещены по высоте из-за разброса в толщинах блочков (у блочков ВЭС разброс =  $\pm 1\%$ ). Поэтому реальные сборки отличаются от упрощенных расчетных моделей.

Важное направление исследований на быстрых критических сборках представляли эксперименты с целью уточнения ядерных данных (так называемые константные или "чистые" опыты). Необходимость в уточнении ядерных данных возникает, во-первых, если константная компонента погрешности расчета основных нейтронно-физических характеристик проектируемого реактора превалирует над компонентами, обусловленными неточностью расчетных методик и технологическими допусками, и во-вторых, если суммарная погрешность расчетов приводит к недопустимо большим технико-экономическим проигрышам. Целесообразно снижать дисперсии ядерных данных пропорционально тем вкладам, которые они вносят в дисперсии характеристик реактора.

Когда цель эксперимента — проверка и коррекция расчетных констант, необходимо свести к минимуму модельные погрешности. В принципе этого можно достичь с помощью очень сложных расчетов: многозонный, трехмерный со многими тысячами групп расчет с использованием высоких приближений для описания анизотропии рассеяния. На практике такой подход был неосуществим, расчет проводили в очень простых приближениях (одномерный однородный расчет с числом групп 20–50), с последующим введением поправок для учета гетерогенных эффектов. Эти эффекты имеют место при изученииборок из олов материалов, при измерениях реактивностей, внесении образцами разных составов, при исследованиях доплер-эффекта. Поправки получали с помощью дополнительных специальных расчетов и экспериментов.

Приведение экспериментов и расчетов к адекватным условиям называют оценкой результатов исследований. Трудность оценки за-

висит от различия свойств экспериментальной системы и расчетной модели. В процессе оценки выявляется потребность в новых измерениях. По результатам экспериментов составляют библиотеки оцененных данных интегральных экспериментов, включающие результаты измерений, расчетные величины и поправки на неадекватность условий расчета и эксперимента.

Разные параметры имеют неодинаковую чувствительность к отклонениям расчетной модели от реального эксперимента. Параметр  $K_{эф}$  весьма чувствителен к выбору эффективных границ сборки, к обогащению топлива и структуре активной зоны. Другие параметры (отношения сечений реакций, отношения коэффициентов реактивности, спектр нейтронов в центре сборки) слабо чувствительны к выбору границ и обогащению, но существенно зависят от гетерогенной структуры среды. Результаты измерений таких параметров требуют меньших коррекций (только поправка на гетерогенность и перетечку нейтронов по зазорам между каналами в сборке).

Успех расчета быстрого реактора сильно зависит от точности данных о сечениях и методики приготовления групповых констант. Особенно важны следующие данные:

для энергий нейтронов выше нескольких сотен кэВ: сечения деления четно-четных ядер ( $^{238}\text{U}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ), данные о спектре нейтронов деления, данные об упругом и неупругом рассеянии, от которых зависят спектр нейтронов в реакторе и их утечка;

для энергий от нескольких десятков до нескольких сотен кэВ: сечения деления и захвата тяжелых ядер, параметры резонансов в сечениях рассеяния;

для энергий от нескольких сотен эВ до нескольких десятков кэВ: параметры резонансов в сечениях деления и поглощения тяжелых ядер, сечения поглощения продуктов деления.

Типичные программы интегральных экспериментов на сборках включают:

I. Измерения скоростей деления и захвата нейтронов в топливе. Поскольку на реакторе нулевой мощности невозможно прямо измерять захваты в  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , сведения об этих реакциях получали из анализа результатов измерений реактивности, вносимой образцами указанных нуклидов в реактор. Измерения скоростей деления  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  и скорости захвата в  $^{238}\text{U}$  проводили различными методиками. При оценке результатов измерений камерами

деления учитывали возмущения, вносимые стенками камер, подводившими проводами и экспериментальными каналами, в которых помещались камеры. При активационных измерениях с помощью фолег возмущения были минимальны. Данные о погрешностях результатов активационных измерений в разных лабораториях даны в табл.6.

Т а б л и ц а 6

Погрешности измерений отношений скоростей реакций  
с помощью фолег

Отношение	Радиохимический анализ	Калибровка в потоке тепловых нейтронов	Калибровка с помощью камер деления	Измерения захвата в $^{238}\text{U}$ с помощью $^{243}\text{Am}^*$
$^{235}\text{C}_{п,ф} / ^{239}\text{C}_{п,ф}$	-	2,2% ЯNL	2,2% ЯNL	-
$^{238}\text{C}_{п,ф} / ^{239}\text{C}_{п,ф}$	3,1% ЯNL	-	2,9% ЯNL	-
$^{238}\text{C}_{п,ф} / ^{235}\text{C}_{п,ф}$	3,6% ЯNL	1,7% UKNDL	-	1,3% UKNDL
$^{238}\text{C}_{п,г} / ^{235}\text{C}_{п,ф}$	3,0% ЯNL	1,5% ЯNL	-	2,9% KkL

Кроме вышеупомянутых, измеряют скорости ряда других реакций в топливе и реакциях, которые обладают избирательной чувствительностью к нейтронам определенных энергий. В их число входят реакции деления  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{233}$ ,  $^{234}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{240}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ , захвата в  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{197}\text{Au}$ ,  $^{181}\text{Ta}$ , ( $n, \alpha$ ) - реакции в  $^{10}\text{B}$ ,  $^6\text{Li}$ .

2. Измерения спектра нейтронов в сборке. Использовали метод времени пролета, счетчики протонов отдачи, спектрометры с  $^6\text{Li}$  или  $^3\text{He}$  - счетчиками. Времяпролетные измерения проводят при подкритическом состоянии реактора, который облучают нейтронными импульсами, производимыми с помощью ускорителей заряженных частиц.

\* При альфа-распадах  $^{243}\text{Am}$  так же, как и в реакции  $^{238}\text{U}(n, \gamma)$  образуется  $^{239}\text{Np}$ . Приготовив источник  $^{243}\text{Am}$ , измеряют его радиоактивность путем счета альфа-частиц и определяют равновесное содержание  $^{239}\text{Np}$ . Этот источник затем используют для калибровки эффективности измерительной системы, применяемой в измерениях скорости реакции  $^{238}\text{U}(n, \gamma)$  в реакторе.

Один из комплексов для времяпролетных измерений спектров включает критический стенд ВЭС и микроотрон (импульсный ускоритель электронов) (рис.10). Длительность импульсов 2 мкс, частота следования 50 Гц, ток электронов в импульсе 10 МА. Производимые ускорителем электроны тормозятся в мишени из Рб или  $^{238}\text{U}$ , возникает тормозное излучение, под действием которого в мишени по реакциям  $(\gamma, n)$  и  $(\gamma, f)$  рождаются нейтроны.

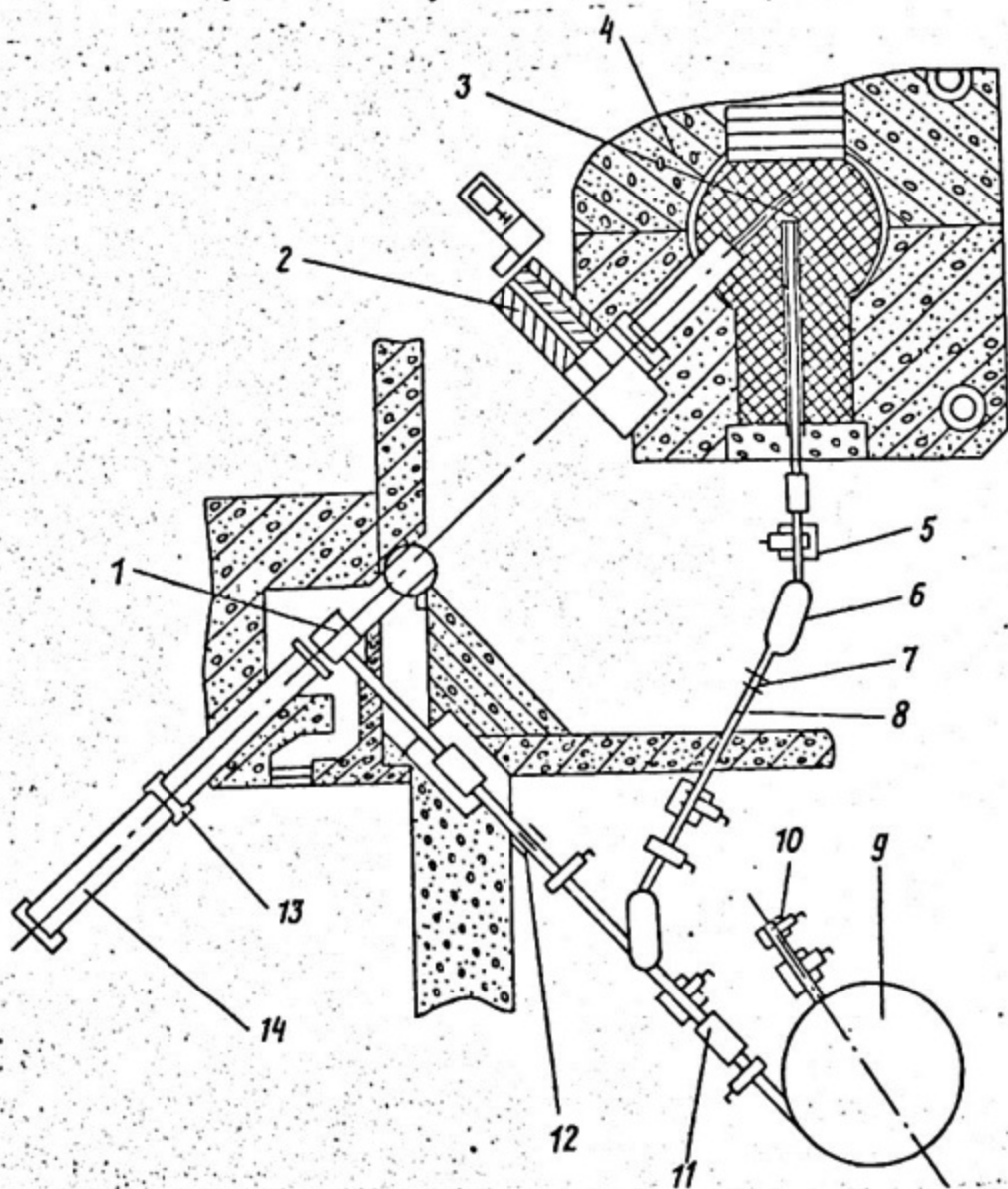


Рис.10. Комплекс ВЭС-I - микроотрон:  
 1, 3 - мишени; 2 - шиббер; 4 - ВЭС-I; 5 - насос; 6 - поворотный магнит; 7 - датчик положения пучка; 8 - электроновод; 9 - микроотрон; 10 - диффузионный насос; 11 - фокусирующая линза; 12 - корректирующая обмотка; 13 - измерительная камера; 14 - нейтронновод

Нейтроны размножаются в сборке, их спектр приобретает форму, характерную для их распределения в изучаемом реакторе. Нейтроны распространяются по нейтроноводу на расстояние до 760 м, время их пролета регистрируется детектором — системой гелиевых счетчиков.

С помощью времяпролетных измерений получены спектры нейтронов в рядеборок БРС. Нижняя граница измерений — 200 эВ в сборках с жестким спектром и 30 эВ в сборках с мягким спектром. Главный источник погрешностей результатов при измерениях в верхней части диапазона — погрешность данных об эффективности регистрации нейтронов, в нижней — статистическая погрешность. Полная погрешность при измерениях в разных частях диапазона от 8 до 15%. Аналогичные измерения спектра проводились также на зарубежных стендах с применением различных импульсных источников нейтронов.

3. Измерения реактивности, возникающей при введении в критический реактор малых образцов. Часто применяют осцилляционный метод: в экспериментальный канал в активной зоне периодически вводят и извлекают образцы различных материалов. Изменение мощности регистрируют нейтронным детектором — токовой камерой. Таким путем определяют реактивность образцов по отношению к эталону или отношение реактивностей, вносимых холодным и горячим образцом (при исследованиях доплер-эффекта) и др.

4. Измерение времени жизни мгновенных нейтронов (оно характеризует скорость исчезновения нейтронов в реакторе вследствие поглощения и утечки). Для оценок динамических характеристик аварийных ситуаций реактора необходимо отношение  $\beta_{эф}/\lambda$ , его определяют различными методами, из которых наиболее распространенный основан на измерении декремента затухания нейтронного импульса в критическом реакторе.

5. Измерение ценности нейтронов. Этот параметр чувствителен к точности ядерных данных и результаты измерений ценности служат для проверки расчетных констант и методик. В экспериментах определяют некоторые интегралы (например, усредненная по спектру деления ценность). Методы основаны на измерениях эффектов, сопровождающих введение в реактор миниатюрного источника  $^{252}\text{Cf}$  (рост мощности и др.).

Оцененные данные экспериментов на БРС служили для верификации версий системы констант БНАБ, для обоснования проектов реак-

торов БОР-60, БН-350, БН-600, БН-800. Современные эксперименты связаны с разработками реактора для трансмутации долгоживущих радиоактивных нуклидов, перспективного энергетического реактора с  $Pb$  -теплоносителем, с уточнением данных о  $\beta_{эф}$ .

Как показывает сравнение программ экспериментов на тепловых и быстрых критических стендах, исследования по физике быстрых реакторов охватывают более широкий круг параметров, разнообразнее применяемые методики и аппаратура. В целом же эксперименты на критических стендах не дают возможности определить все физические характеристики исследуемых реакторов. В критических опытах невозможно точно моделировать переходные процессы и длительное поведение реактора, изучать некоторые важные нейтронные реакции. Недостающую информацию получают из измерений непосредственно на энергетических реакторах.

## 2.5. Эксперименты на "вставках" в критические сборки

Как отмечалось в разделе 2.1, эксперименты на "вставках" являются одним из вариантов подкритического опыта. Для их проведения используют как специальные, так и универсальные критические стенды.

Критический стенд "Трог" Курчатовского РИЦ служит для исследований по физике ВТТР. Центральная часть сборки состоит из шаровых твэлов ВТТР, окружающую "запальную" зону набирают из цилиндрических фторпластовых таблеток с разным содержанием высокообогащенного урана. Применение двухзонной системы преследует две цели:

экономию дефицитных шаровых твэлов: используют тысячи твэлов вместо десятков тысяч, необходимых для критической загрузки; возможность изучения эффектов реактивности при внесении возмущений.

С помощью расчетов задают такой состав запальной зоны, чтобы ее размножающие свойства приближались к свойствам вставки. Тем самым ослабляются граничные эффекты и облегчается интерпретация результатов экспериментов.

Опыты на вставках проводятся и на ВЭС. В некоторых случаях применение вставок позволило осуществить эксперименты с относительно малыми количествами топливных элементов: опыты по исследованию

дованию эффектов, обусловленных гетерогенной структурой активной зоны, когда вместо обычных топливных блочков толщиной 5 мм использовали пластины из того же материала, опыты со вставками, содержащими плутониевые блочки.

Другие эксперименты проводились во вставках из материалов, для которых величина  $K_{\infty}$  близка к единице. Поскольку утечка из таких вставок мала, коэффициент размножения в них определяется только процессами поглощения и замедления нейтронов. Результаты измерения  $K_{\infty}$  и отношений сечений нейтронных реакций в подобных вставках не содержат неопределенностей, связанных с учетом границы активной зоны критической сборки, а влияние гетерогенной структуры вставки лучше всего оценивается расчетом именно в случае бесконечной среды (среда с малой утечкой).

## 2.6. Итоги рассмотрения

1. Интегральные эксперименты на реакторах нулевой мощности служат основным источником данных для проверки и коррекции расчетных констант и моделей, для обоснования проектов ядерных реакторов.

2. Особенности конструкций экспериментальных стендов позволяют широко варьировать состав и геометрию реактора и четко интерпретировать результаты опытов. Вместе с тем круг реакторных характеристик, поддающихся определению с помощью опытов на "нулевой" мощности, существенно ограничен.

3. Эксперименты на стендах отличаются наибольшим разнообразием применяемых методик и аппаратуры.

## 3. ИЗМЕРЕНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

Для безопасной работы реактора необходимо поддерживать его технологические параметры в заданных пределах. Улучшение экономических показателей связано с уменьшением разницы (запаса) между фактическими и максимально допустимыми нагрузками.

Размеры современных энергетических реакторов велики: диаметр активной зоны РБМК-1000 равен 7 м, высота 11,8 м, отношение диаметра к длине миграции нейтронов более 10, масса загружаемого топлива во много десятков раз превосходит критическую массу. То-

чечная модель непригодна для описания нестационарных процессов в таких реакторах. Пространственно-зависимые модели динамики сложны, не наглядны и не обеспечивают требований точного управления нейтронным полем. Из-за влияния случайных факторов и недостаточной информации о состоянии активной зоны точность расчета параметров стационарного состояния реактора также неудовлетворительная. Среди причин, снижающих точность, — неадекватность расчетной модели и реального объекта, неточность данных о размерах и составах компонент активной зоны, погрешность данных о технологических параметрах (положениях регулирующих стержней, уровне мощности, температуре топлива и др.)

Главная цель измерений на работающих энергетических реакторах — получение данных для управления, регулирования его параметров. Проблема управления особенно остро стоит для мощных реакторов, где энергораспределение неустойчиво и действуют положительные коэффициенты реактивности (температурный в ВВЭР-1000, паровой в РБМК) и другие факторы (например, ксеноновые колебания, вызывающие нестабильность реактора).

Измерения на реакторах АЭС относятся к категории промышленных экспериментов. Их отличают следующие особенности:

- большое число факторов, влияющих на работу установки;
- возможность одновременного воздействия этих факторов;
- сложность поддержания в заданных пределах этих факторов;
- ограниченные возможности измерений с помощью штатной аппаратуры и невозможность в ряде случаев применять специальную исследовательскую аппаратуру.

Реакторные измерения подразделяются на:

- единичные (при физическом пуске или специальном режиме работы, когда возможно применение исследовательской аппаратуры), их главная цель — проверка и уточнение проектных предсказаний реакторных параметров;

- периодические (через 100–200 сут после перегрузок топлива или модификаций), их цель — определение эксплуатационных характеристик;

- непрерывные, с целью получения информации для оперативного управления реактором.

Большое количество находящихся в эксплуатации реакторов требует максимальной унификации как программ, так и методов изме-

рений, накопления и обработки информации и ее систематизации. Эти требования могут быть выполнены только при условии применения автоматизированных измерительных комплексов на основе ЭВМ, снабженных пакетом прикладных программ.

Существуют много параметров, лимитирующих работу реактора: критическая нагрузка и предельная плотность теплового потока в твэле, допустимые температуры топлива и оболочки и др. Все они прямо зависят от плотности потока нейтронов. Нейтронное поле первично, а все другие поля (температурное, энерговыделения, изотопное) вторичны.

Для нейтронных измерений на энергетических реакторах используют детекторы, входящие в системы внутриреакторного контроля (СВРК). Эти системы обеспечивают удержание параметров в безопасных пределах, предотвращение повреждений твэлов, позволяют определять энерговыделение в топливе. Информация от СВРК необходима для оптимизации режимов работы активной зоны. На первом этапе СВРК создавали для реакторов, работающих в базисном режиме. Современный этап связан с ростом мощности реакторов и переходом к эксплуатации АЭС в режиме следования за нагрузкой.

Активная зона реактора малодоступна из-за высокого давления, температуры, мощного радиоактивного излучения, вибрации конструкций. В таких условиях детекторы должны безотказно работать длительное время, обеспечивая контроль за нейтронным потоком, величина которого может изменяться на десять порядков. Специфическая особенность детекторов СВРК — изменение их эффективности из-за выгорания нейтронно-чувствительного элемента (объем нейтронов за время работы детектора может превышать  $10^{21}$  нейтр./см<sup>2</sup>).

### 3.1. Детекторы и системы ВРК

#### 3.1.1. Детекторы прямой зарядки (ДПЗ)

Существует два типа ДПЗ: БЭДН, в которых ток обусловлен  $\beta$ -излучением радиоактивных нуклидов, образующихся в эмиттере под действием нейтронов, и КЭДН, где ток создают электроны, образующиеся в эмиттере под действием  $\gamma$ -излучения, сопровождающего радиационный захват нейтронов в эмиттере.

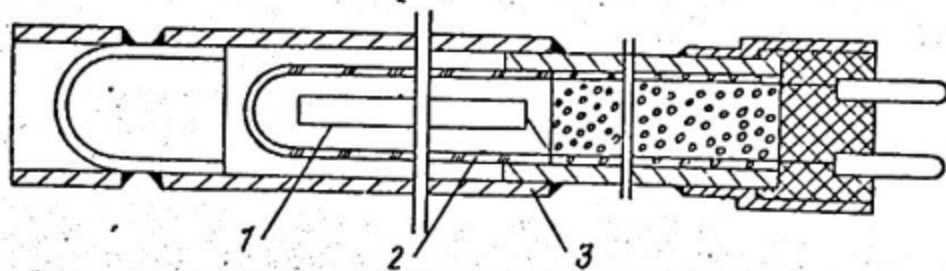


Рис. II. Конструкция ДПЗ:

1 - эмиттер; 2 - изолятор; 3 - коллектор

Детекторы ДПЗ состоят из двух коаксиальных электродов, изготовленных из материалов с существенно отличающимися сечениями ( $n, \gamma$ )-реакций, между которыми находится изолятор (рис. II). Если сечения внешнего электрода (коллектора) и изолятора малы, а при захвате нейтронов во внутреннем электроде возникает один  $\beta$ -активный нуклид с постоянной распада  $\lambda$ , то после достижения равновесия между скоростями захвата и распада каждый захват будет сопровождаться испусканием одной  $\beta$ -частицы. Движение  $\beta$ -частиц от эмиттера к коллектору создает электрический ток, величина которого пропорциональна плотности нейтронного потока через детектор.

ДПЗ имеют две особенности:

отсутствует внутреннее усиление, поэтому они могут работать при высокой плотности потока нейтронов;

$\beta$ -частицы сами достигают коллектора, поэтому не требуется высокое напряжение для питания детектора. Сам ДПЗ является источником тока, не зависящим от нагрузки во внешней цепи.

Недостатком БЭДН является запаздывание изменений тока от изменений плотности потока нейтронов, обусловленное временем  $T_{1/2}$  - распада радиоактивных ядер (например, у родиевого БЭДН  $T_{1/2} = 43$  с). Для снижения инерционности БЭДН его эмиттер делают из материала, в котором образуются короткоживущие радиоактивные нуклиды (из родия, серебра, гафния). КЭДН безынерционны. Типичные размеры ДПЗ: длина - от нескольких сантиметров до нескольких метров, диаметр - 1,2-5 мм, чувствительность родиевых детекторов  $\sim 4 \cdot 10^{-17}$  А/нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ , ванадиевых детекторов  $\sim 8 \times 10^{-17}$  А/нейтр./ $(\text{м}^2 \cdot \text{с})$ . Чувствительность КЭДН в 2-3 раза ниже. Ток, генерируемый  $\gamma$ -излучением (2-10% всего тока), в БЭДН компенсируют с помощью детектора, не содержащего нейтронно-чувствительного элемента. Ресурс БЭДН определяется стойкостью изоляции и составляет  $\sim 10^{22}$  нейтр./ $\text{см}^2$  ( $10^{20}$  нейтр./ $\text{см}^2$  у КЭДН). При флюенсе  $10^{21}$  нейтр./ $\text{см}^2$  эффективность детекторов уменьшается на 5-13%.

### 3.1.2. Ионизационные камеры

Применяют импульсные и токовые камеры с чувствительными элементами из В, Не или делящихся нуклидов ( $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{237}\text{Np}$  и др.). Чтобы искажения нейтронного поля были минимальны и камеры могли помещаться в узкие каналы, их делают миниатюрными: диаметр 1–10 мм, длина 10–30 мм.

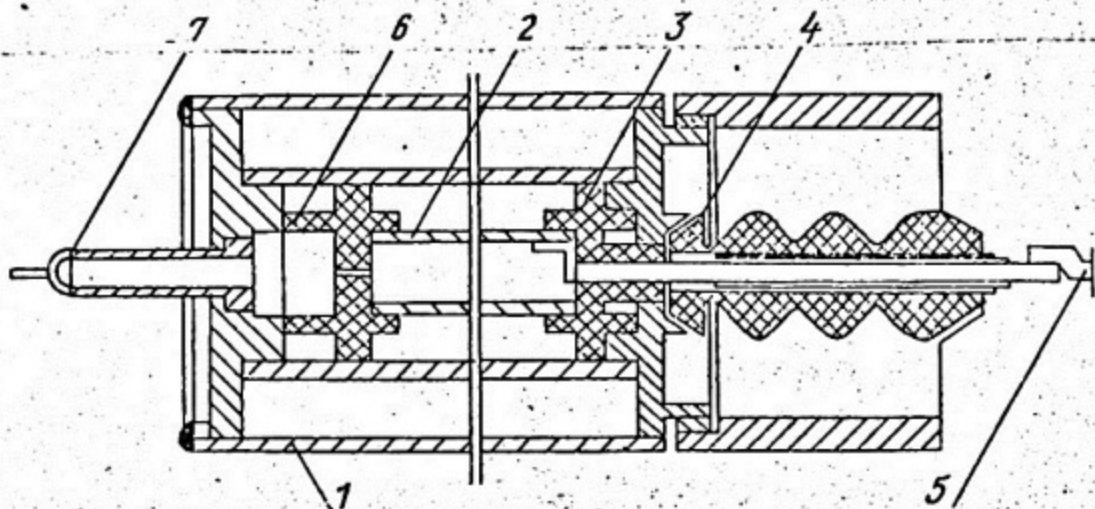


Рис. 12. Конструкция камеры деления:  
1 – внешний электрод; 2 – центральный электрод; 3 – радиатор;  
4 – выводной изолятор; 5 – кабельная трасса; 6 – опорный изолятор; 7 – откачная труба

Основное достоинство ионизационных камер – широкий диапазон измерений:  $10^3$ – $10^{14}$  нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ . Ресурс достигает  $10^{20}$  нейтр./ $\text{см}^2$ , работоспособность некоторых типов камер сохраняется до температур 500–550 °С. Схема камеры деления для внутриреакторных измерений представлена на рис. 12.

### 3.1.3. Активационные детекторы

Проволоки из  $\text{Cu}$ ,  $\text{Fe}$ ,  $\text{Mn}$  помещают в специальные каналы в активной зоне реактора. После облучения проволоку извлекают и измеряют распределение активности по ее длине. Другой тип активационных детекторов с добавкой марганца, ванадия, кобальта – шарики, доставляемые пневмотранспортной системой, проходящей через вертикальные каналы в активной зоне. Создается возможность точно, быстро (время активации 3 мин, вся процедура измерений

до получения результата (15 мин) восстановить трехмерное поле энерговыделения и проконтролировать запасы до допустимых границ эксплуатационных режимов.

### 3.1.4. Детекторы, основанные на тепловом эффекте

Детекторы представляют собой термопары с нанесенным на спай нейтронно-чувствительным элементом. Разогрев спаия происходит за счет тепла, выделяемого при торможении заряженных частиц, образующихся при нейтронных реакциях ( $n, \alpha$  - реакции в боре, литии или деление).

Достоинства таких детекторов - простота, надежность, отсутствие источника питания. Главный недостаток - нелинейность при измерениях в больших (выше  $10^{13}$  нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ ) потоках, когда из-за сильного разогрева усиливается зависимость теплопроводности от температуры.

Невозможно отдать предпочтение какому-либо одному типу детекторов, поскольку ни один не отвечает всем требованиям. В ближайшее время не ожидается создания и широкого внедрения новых типов детекторов. Считают, что наиболее подходящими для ВВР остаются камеры деления, для РВР и ВВЭР - комptonовские и  $\beta$ -эмиссионные детекторы и термопары.

### 3.2. Системы СВРК

Системы включают фиксированные и подвижные датчики. Фиксированные датчики дают информацию о нейтронном поле только в определенных точках, они недоступны для проверки и замены в период между перегрузками активной зоны.

Подвижные датчики позволяют непрерывно контролировать распределение мощности по высоте ТВС и точно определять максимальное энерговыделение, обнаруживать промежутки внутри твэлов, возникающие в результате уплотнения топливных таблеток под облучением. В качестве подвижных датчиков используют камеры деления или БЭЛН, перемещаемые внутри специальных сухих каналов (например, полых трубок, установленных вместо твэлов). Подвижные датчики используют также для калибровки фиксированных датчиков.

Несколько расположенных равномерно по высоте активной зоны датчиков (БЭДН) или пар датчиков (БЭДН, который обеспечивает точные измерения в стационарном режиме, и малоинерционный КЭДН, служащий для измерений в нестационарных режимах) образуют сборку датчиков.

Другой вариант системы образуют несколько расположенных на разной высоте фиксированных БЭДН (или термопар) и соседний пневмотранспортный канал для периодической калибровки по результатам активационных измерений.

В качестве примера на рис. 13 показана структурная схема СВРК на реакторе РВР мощностью 1300 МВт. Система обеспечивает непрерывный контроль за мощностью реактора, включая следующие мероприятия:

- восстановление локальной мощности в 1239 точках по данным измерений в 364 точках;

- определение энерговыработки в 1239 точках;

- калибровку эффективности датчиков;

- передачу функций управления реактором автоматической системе, если в процессе работы распределение энерговыделения приняло форму, запрещенную регламентом работы.

В некоторых ВВР применяют две подсистемы СВРК для измерений от момента пуска до выхода на полную мощность (датчики-камеры деления) и для работы на мощности (КЭДН с кобальтовым эмиттером и БЭДН с ванадиевым эмиттером). КЭДН служит для измерений в режиме реального времени, что необходимо при работе реактора в режиме следования за нагрузкой.

Для управления полем нейтронов в реакторах РБМК используют комбинированный расчетно-экспериментальный метод, основанный на непрерывном получении информации с нескольких сотен БЭДН, которые подключены к системе из нескольких ЭВМ разного уровня, обеспечивающих обработку данных и выдачу команд оператору и непосредственно на управление. Для этого производятся интерполяции между показаниями датчиков, расположенных в дискретных позициях, распределение нейтронов аппроксимируется полиномами и гармониками.

Погрешность восстановления распределения зависит от способа интерполяции и плотности размещения датчиков. Было установлено, что величина погрешности предсказания потока в точке  $\bar{z}$  при ма-

ных расстояниях между датчиками и при малом их числе  $n_d$  (при использовании данных только от ближайших к точке  $\vec{r}$  датчиков) линейно зависят от шага решетки датчиков, пропорционального  $1/\sqrt{n_d}$  и  $1/\sqrt{n_d}$  соответственно для радиально-азимутального и объемного контроля нейтронного распределения.

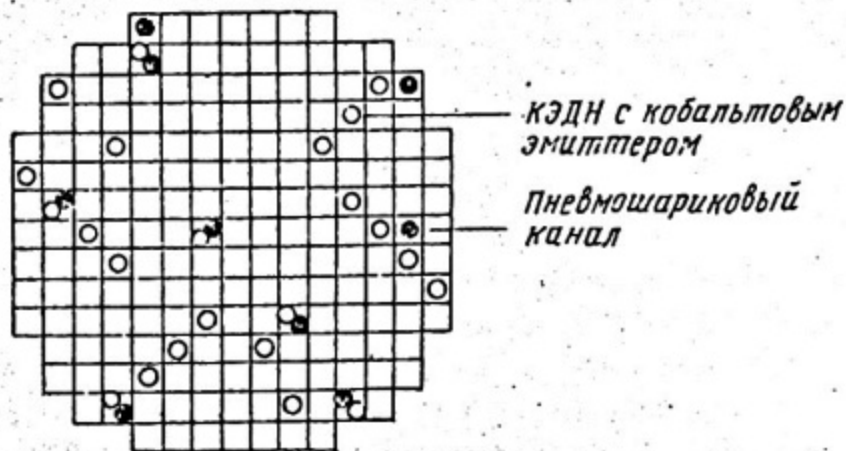
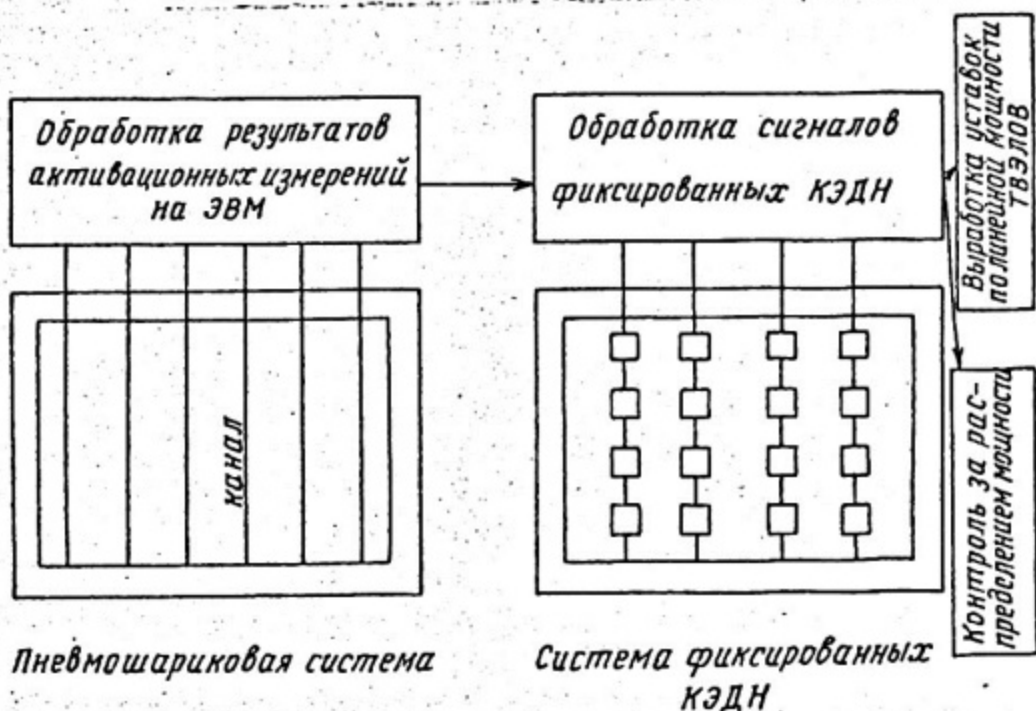


Рис. 13. Структурная схема СВРК на РВП мощностью 1300 МВт

Выбор количества и мест размещения датчиков определяется рядом факторов, среди которых главными являются безопасность и эксплуатационные характеристики реактора. Из условия безопасности

вблизи каждого регулирующего стержня нужно разместить 1-2 датчика для оперативного контроля без расчетов (предотвратить ошибочные извлечения регуляторов).

При увеличении числа датчиков растет не только объем информации, используемой для принятия решений по перемещениям каждого регулятора, но и время сбора и обработки этой информации. На практике размещают датчики с шагом, кратным лагу регулирующей стержней (в системе СУЗ РБМК используются 211 стержней, расположенных в охлаждаемых водой каналах). Контрольные измерения непрерывно проводят в более чем 100 точках по радиусу реактора и в 12 по высоте. Реальная погрешность восстановления нейтронного поля  $\approx 10\%$ .

### 3.3. Реактиметр

Для определения текущей реактивности в переходных процессах, происходящих в реакторах, используют специальные аналого-цифровые устройства - реактиметры или автоматизированные СВРК. На вход реактиметра подают сигнал от одного или нескольких датчиков (ионизационных камер, КЭДН).

Большие энергетические реакторы содержат десятки критических масс и представляют собой системы из нескольких связанных реакторов, поэтому возможны ситуации, когда в некоторой их части возникает надкритичность, в то время как в целом реактор остается критическим (или даже подкритическим). Понятие "реактивность" для большого реактора становится неопределенным, так как поток нейтронов в разных его частях может изменяться по-разному. Подавая на вход реактиметра сигналы от большого числа датчиков, можно получать информацию о некоторым образом усредненных изменениях нейтронного потока во всем реакторе.

Работа современных реактиметров (ПИР, ЦВР-9, "Памир") основана на решении уравнений кинетики точечного реактора, поэтому важным является выполнение условия разделения переменных составляющих нейтронного потока (или постоянства пространственно-энергетического распределения нейтронов в реакторе во время измерения). Уравнения кинетики решаются в приближении 6 групп запаздывающих нейтронов.

В действительности условие разделения переменных в большом реакторе не выполняется и полученный результат содержит систематическую погрешность, которая увеличивается с ростом вносимого возмущения и увеличения физических размеров реактора. В общем случае показания реактиметра могут зависеть от взаимного расположения датчика и места введения возмущения, а также от времени после окончания перемещения стержней и скорости их движения. Временные эффекты связаны с вкладом высших гармоник потока нейтронов, пространственные — с невыполнением приближения точечной модели. Для учета пространственно-временных эффектов при измерениях реактивности существуют разные возможности. Например, поправки к показаниям реактиметра могут быть получены с помощью расчетного моделирования конкретного эксперимента с применением трехмерной нестационарной программы.

В целом погрешность определения реактивности складывается из приборной ( $< 1\%$ ), модельной (точечная модель) и константной (погрешности характеристик мгновенных и запаздывающих нейтронов). В качестве единицы измерений реактивности используют  $\beta_{эф}$  (эффективная доля запаздывающих нейтронов). Для перевода полученного значения реактивности в абсолютные единицы надо знать реальное среднее по активной зоне значение  $\beta_{эф}$  с учетом изменений нуклидного состава топлива и ценности нейтронов.

Т а б л и ц а 7

Величины  $\beta_{эф}$  реакторов РБМК

Реактор	Дата состояния	Число ТВС с обогревом 2,4%	Среднее выгорание $\frac{МВт \cdot сут}{ТВС}$	$\beta_{эф} \cdot 10^2$
I блок ИАЭС	24.II.90	0	885	0,589
I блок ИАЭС	19.07.91	0	845	0,594
2 блок ИАЭС	18.09.90	0	881	0,590
2 блок ИАЭС	09.02.91	0	865	0,591
I блок САЭС	05.10.89	577	1023	0,590
I блок САЭС	24.07.90	892	1126	0,582
I блок ЛАЭС (холодное состояние)	06.02.91	914	960	0,610

Например, расчеты показали, что для свежей топливной загрузки РБМК величины  $\beta_{эф}$  в горячем и холодном состояниях одинаковы и равны 0,0071. По мере выгорания топлива  $\beta_{эф}$  уменьшается и при выгораниях 800  $\frac{\text{МВт} \cdot \text{сут}}{\text{ТВС}}$  и выше, в горячем состоянии составляет  $\approx 0,0059$ , а в холодном —  $\approx 0,0061$  (при снижении температуры уменьшается вклад от делений  $^{239}\text{Pu}$ ). Максимальная неопределенность величины  $\beta_{эф}$  не превышает 8%. В табл. 7 даны значения  $\beta_{эф}$  для реакторов РБМК.

Существуют разные наборы групповых констант запаздывающих нейтронов. Анализ величин реактивностей, полученных при использовании разных наборов в диапазоне отрицательных значений реактивности — (0,15÷5,5)  $\beta_{эф}$  и положительного значения +0,25  $\beta_{эф}$ , показал, что отличия не превышают 3%.

На практике измерения реактивности часто проводят без учета изменений состава топлива, пользуясь набором констант запаздывающих нейтронов  $^{235}\text{U}$ . Такой подход возможен, поскольку наиболее важные константы — постоянные распада предшественников запаздывающих нейтронов в пределах 10% одинаковы для  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$ . Изменения нуклидного состава топлива учитывают путем коррекции величины  $\beta_{эф}$ .

### 3.4. Регламентация экспериментов на реакторах АЭС

Условия проведения экспериментов на реакторах АЭС строго регламентированы, они проводятся в соответствии с документами, специально утвержденными Минатомэнергопромом, руководством АЭС и согласованными с Госпроматомнадзором. В рабочей программе экспериментов определяются цель, методика, порядок и условия исследований, используемая аппаратура, способ обработки экспериментальных результатов, устанавливаются ответственные за эксперимент.

Особо определяются меры обеспечения безопасности при проведении экспериментов. Например, при проведении исследований нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора пятого энергоблока ЗАЭС были предусмотрены следующие условия:

аварийная защита реактора находится в состоянии нормальной эксплуатации и может перевести реактор в подкритическое состояние при появлении аварийного сигнала или нажатии ключа АЗ;

система аварийного ввода бора в работоспособном состоянии в режиме "ожидание";

исключаются любые технологические операции, которые могут привести к непредвиденному снижению концентрации борной кислоты в теплоносителе и давления в первом контуре;

не допускаются превышения:

а) скорости снижения температуры активной зоны более  $30^{\circ}\text{C}/\text{ч}$ ;

б) скорости увеличения температуры активной зоны более  $20^{\circ}\text{C}/\text{ч}$ ;

в) скорости изменения давления в первом контуре более  $10 \text{ кгс}/\text{см}^2/\text{мин}$ ;

в процессе проведения экспериментов контролируются: нейтронный поток, период реактора, реактивность, концентрация борной кислоты в реакторе, температура теплоносителя и давление в первом контуре, не допускается увеличение нейтронного потока в реакторе с периодом менее 60 с;

вывод реактора в критическое состояние после сброса органов регулирования СУЗ по сигналу аварийной защиты (при измерении эффективности аварийной защиты) осуществляется в соответствии с инструкцией по эксплуатации реакторной установки;

при возникновении аварийной ситуации на энергоблоке эксперименты прекращаются. Оперативным персоналом выполняются действия в соответствии с инструкцией по ликвидации аварийной ситуации при эксплуатации реакторной установки;

ответственность за безопасное проведение экспериментов на энергоблоке АЭС несет начальник смены блока.

### 3.5. Определение нейтронно-физических характеристик активных зон ВВЭР

ВВЭР первых поколений (включая ВВЭР-440) благодаря небольшим размерам и другим своим свойствам имели устойчивое пространственное распределение энерговыделения, что позволяло надежно контролировать нейтронный поток и мощность с помощью вне реакторных датчиков. Задача управления реактором ВВЭР-1000 намного сложнее из-за больших его размеров, высокой теплонапряженности активной зоны, пространственной неустойчивости энергораспределения, возможного влияния положительного температурного коэффициента реактивности.

Рассмотрим, как производилась загрузка топлива в ВВЭР-440 и осуществлялся вывод реактора на минимальный контролируемый уровень мощности ( $MKV = 10^{-6} + 10^{-4}\%$  номинала). Цель - формирование в корпусе реактора активной зоны, состоящей из ТВС, загружаемых в соответствии с программой так, что вне зависимости от возможных ошибок при проведении операций полностью обеспечивается ядерная безопасность.

Порядок загрузки был следующий:

1. Устанавливали в сухой корпус реактора 37 ТВС АРК<sup>ж</sup>.
2. Устанавливали в сухой корпус рабочие ТВС в соответствии с картограммой активной зоны.
3. Заливали корпус реактора до определенного уровня раствором борной кислоты с концентрацией не менее  $0,012 \text{ кг } H_3BO_3 / \text{кг } H_2O$ .
4. Загружали остальные рабочие ТВС.

Операции по загрузке выполнял оператор перегрузочной машины. Непрерывно контролировали:

- нейтронный поток в активной зоне;
- уровень гамма-излучения над активной зоной и радиационную обстановку в реакторном зале;
- отсутствие сигналов датчиков о появлении воды в реакторе.

При увеличении нейтронного потока или уровня гамма-излучения необходимо прекращать загрузку. В случае появления воды требуется немедленно включить насос и произвести откачку.

Затем производили заполнение реактора раствором борной кислоты и поднимали давление до  $3,9 \text{ МПа}$ . При отсутствии течей осуществляли комплексное опробование системы СУЗ. Каналы контроля нейтронного потока проверяли с помощью источника нейтронов.

В дальнейшем проводился разогрев теплоносителя первого контура до температуры  $110-120^\circ\text{C}$ . Давление поднимали до  $12,9 \text{ МПа}$ .

При постоянном контроле за плотностью потока нейтронов поочередно поднимали каждый из органов СУЗ, а затем опускали его в нижнее положение. Выборочно проверялись скорости опускания отдельных регуляторов в режиме сброса (время падения должно быть  $8,5-13 \text{ с}$ ).

---

<sup>ж</sup>) АРК - сборка, предназначенная для компенсации быстрых изменений реактивности, регулирования и аварийной защиты реактора.

Критическое состояние достигалось путем извлечения в верхнее положение всех управляющих групп и последующего снижения концентрации борной кислоты в первом контуре путем включения фильтров и подпитки контура чистым конденсатом.

После достижения контролируемого уровня потока для оценки подкритичности строили кривую  $1/N$  (обратный счет) по показаниям приборов контроля. Выход реактора в критическое состояние определяли:

по установлению постоянной (или уменьшающейся) величины периода изменения нейтронного потока;

по появлению положительной реактивности согласно показаниям реактиметра;

по экспоненциальному росту потока нейтронов.

Результат испытания считался соответствующим проекту, если критическая концентрация борной кислоты отличалась от расчетного значения не более чем на 10%.

Стандартная программа измерений на стадии физического пуска и освоения мощности ВВЭР-1000 включает определение следующих характеристик:

симметричности размножающих свойств топливной загрузки;  
дифференциальной и интегральной эффективности органов СУЗ;  
эффективности борной кислоты<sup>\*)</sup> (зависит от температуры);  
коэффициентов реактивности по температуре активной зоны и давлению в первом контуре;

мощностного коэффициента реактивности;

постоянной времени стабилизации температурных полей в топливе, характеризующей качество и состояние топливных таблеток.

При проведении экспериментов по разогреву, охлаждению, введению и выведению борной кислоты реактор поддерживается в квазистационарном состоянии с помощью периодической компенсации медленных изменений реактивности. Реактиметр фиксирует изменения реактивности в единицах  $\rho/\beta_{эф}$ . Во всех случаях реактивность ограничена в пределах  $-0,1 \beta_{эф} < \rho < +0,1 \beta_{эф}$ .

\*) Эффективность определяется как изменение реактивности в ответ на увеличение концентрации  $H_2BO_3$  в первом контуре.

При обработке данных считают, что изменение реактивности при однократном перемещении регулятора  $\Delta \rho_i / \beta_{эф}$  равно изменению реактивности за счет одного из перечисленных процессов за  $\Delta \tau$  (интервал времени между двумя нулевыми значениями реактивности).

Для измерений нейтронного потока используют ионизационные камеры КНК, суммарный сигнал с которых подается через смеситель на вход реактиметра. Погрешность измерений малых изменений реактивности при интегральном способе обработки равна  $\pm 15\%$ , при дифференциальном — до  $\pm 30\%$ . Температуру теплоносителя в различных точках реактора и первого контура измеряют с помощью термпар. Концентрацию борной кислоты в теплоносителе первого контура определяют путем химического анализа проб (точность 5–10%). Рассмотрим два эксперимента.

#### 3.4.1. Изучение симметричности размножающих свойств топливной загрузки

Выведение реактора в критическое состояние осуществляется путем снижения концентрации раствора борной кислоты в первом контуре при полном извлечении II групп АК (из I2 групп).

После вывода реактора на минимально контролируемый уровень мощности — МКУ ( $10^{-5}\% + 10^{-3}\%$  от номинального) при  $100^\circ\text{C}$  проводят эксперимент. Для этого симметрично расположенные в активной зоне АК поочередно опускают из крайнего верхнего положения, а вводимую при этом реактивность компенсируют перемещением АК—I2.

Результаты показывали, что разброс свойств активной зоны носит случайный характер и, как правило, не превышает 5–6% величины компенсации.

#### 3.4.2. Определение температурного коэффициента реактивности $\partial \rho / \partial T$

Определение  $\partial \rho / \partial T$  является непростой задачей, так как изучаемый эффект мал и маскируется влиянием других факторов. Используют два способа решения задачи:

на определенных участках разогрева возникающую реактивность компенсируют изменением положения регулятора, и в результате получают набор значений температурного коэффициента, соотношенных с перемещениями органа СУЗ;

разогрев компенсируют изменениями концентрации бора в воде (требуется достаточно точно определять концентрацию).

Наблюдаемые изменения реактивности представляют выражением:

$$\frac{\partial \rho}{\partial \tau} = \frac{\partial \rho}{\partial T} \cdot \frac{\partial T}{\partial \tau} + \frac{\partial \rho}{\partial c} \cdot \frac{\partial c}{\partial \tau}, \quad (13)$$

где  $\tau$  — время,  $\frac{\partial \rho}{\partial c}$  — коэффициент реактивности по содержанию борной кислоты,  $c$  — концентрация борной кислоты. При неизменной концентрации  $\frac{\partial c}{\partial \tau} = 0$  и  $\frac{\partial \rho}{\partial \tau} = \frac{\partial \rho}{\partial T} \cdot \frac{\partial T}{\partial \tau}$ . Такое выражение неточно, если во время измерения изменяется атмосферное давление. Несмотря на то что барометрический коэффициент реактивности  $\frac{\partial \rho}{\partial P}$  мал, его неучет может приводить к значительным отклонениям значения  $\frac{\partial \rho}{\partial T}$  от истинного. Поэтому изменения реактивности описывают выражением:

$$\Delta \rho = \frac{\partial \rho}{\partial P} \cdot \Delta P + \frac{\partial \rho}{\partial T} \cdot \Delta T. \quad (14)$$

В соответствии с этим для получения температурного коэффициента требуются дополнительные измерения при повышенном и пониженном давлении. Приведенное выражение справедливо, если изменение температуры активной зоны не вызывает значительного увеличения мощности реактора.

### 3.6. Определение нейтронно-физических характеристик реакторов РБМК

Порядок измерений и расчетов основных характеристик реакторов РБМК регламентируется комплексной методикой. Измерение проводится на каждом энергоблоке с периодичностью, как правило, не более 300 эффективных суток.

Перед остановкой реактора на ППР измеряются: эффективность аварийной защиты, паровой и мощностной коэффициенты реактивности. Во время ППР на холодном разотравленном реакторе определяются: подкритичность реактора, эффективность аварийной защиты, градуировочные характеристики стержней СУЗ, эффект обезвоживания контура охлаждения (КО) СУЗ, и измеряются поля нейтронов в реакторе. При выходе на МКУ после ППР определяются температурный коэффициент реактивности и эффект обезвоживания технологических каналов. Рассмотрим эксперименты на РБМК.

### 3.5.1. Измерение парового коэффициента реактивности

Определение  $\alpha_p$  в энергетическом режиме работы реактора РБМК производится путем обработки на ЭВМ данных специального опыта, состоящего в регистрации изменения реактивности реактора при внесении возмущения технологических параметров, приводящих к изменению объемного паросодержания в каналах реактора (при относительной стабильности других, влияющих на реактивность параметров). Согласно используемой методике вносят симметричные по сторонам реактора возмущения расхода питательной воды ( $G_{пв}$ ), с последующей компенсацией изменения реактивности перемещением стержней автоматического регулятора мощности (АР или ЛАР).

При проведении измерений  $\alpha_p$  на вход реактора подается либо суммарный сигнал четырех боковых ионизационных камер (ИК) или трехкамерных подвесок (равномерно расположенных по азимуту активной зоны), либо суммарный сигнал внутризонных датчиков ЛАР.

Исходное состояние – стационарная работа энергоблока на уровне мощности от 40% до 90% от номинального. Чтобы свести к минимуму эффект нестационарного отравления ксеноном, мощность должна поддерживаться постоянной не менее суток до начала измерений. Перед началом опыта должен быть включен автоматический регулятор мощности с синхронной группой стержней (АР) или локальный автоматический регулятор (ЛАР).

Не более чем за 30 мин до начала опыта производится полный расчет параметров реактора. За 1 мин до начала опыта запускаются средства быстрой регистрации следующих параметров:

- мощности реактора по показаниям ИК;
- реактивности по показаниям реактиметра;
- мощности по показаниям внутризонных датчиков;
- положения стержней АР (ЛАР);
- расходов питательной воды (по ниткам);
- давлений в барабан-сепараторах;
- уровней в барабан-сепараторах;
- расходов главных циркуляционных насосов (ГЦН).

В начале эксперимента производят одновременное увеличение расхода питательной воды в левой и правой половинах реактора на 100 т/ч за 10 с. Затем в течение 2 мин паросодержание в реакторе уменьшается, что при положительном  $\alpha_p$  вызывает перемещение

стержней АР (ЛАР) из активной зоны, а при отрицательном  $\alpha_{\psi}$  — в зону. Измерения положения стержней фотографируются и записываются самописцами. После выдержки 2 мин расход питательной воды одновременно по половинам реактора уменьшается на 200 т/ч с каждой стороны (т.е. становится на 100 т/ч меньше, чем в исходном состоянии). Спустя еще 2 мин расход воды возвращается в исходное состояние.

Первый цикл возмущений  $G_{\text{ПВ}}$  по +100/-200 т/ч является оценочным. После него производят три основных цикла возмущений  $G_{\text{ПВ}}$  по +200/-400 т/ч на сторону реактора с промежуточной стабилизацией параметров энергоблока и выставлением стержней АР (ЛАР).

После завершения цикла и стабилизации параметров блока производится взвешивание стержней АР (ЛАР) на участке их перемещений во время эксперимента. Общая продолжительность опыта по определению  $\alpha_{\psi}$  — около 40 мин. Наибольшие вклады в погрешности определения  $\alpha_{\psi}$  дают погрешность возмущения ( $\Delta G_{\text{ПВ}}$ ), его компенсации ( $z_1 - z_2$ ) и результатов "взвешивания" АР.

### 3.5.2. Определение эффектов реактивности при обезвоживании технологических каналов

Эффект реактивности при обезвоживании технологических каналов в подкритическом состоянии представляет собой изменение реактивности при уходе воды из технологических каналов. Величина эффекта определяется как разность подкритичностей реактора с водой и без воды в контуре охлаждения.

Обезвоживание осуществляется на остановленном, расхоленном и разотравленном реакторе. Обезвоживание технологических каналов практически возможно спустя не менее 150 суток после останова реактора. Эффект обезвоживания в подкритическом состоянии зависит от выгорания топлива, количества дополнительных поглотителей и незагруженных каналов в активной зоне. В режиме стационарных перегрузок при среднем выгорании топлива  $\sim 10 \frac{\text{МВт} \cdot \text{сут}}{\text{кг}}$ , количестве ДП в зоне 100 штук и малом числе незагруженных каналов (3-5 штук) эффект отрицателен и составляет  $-2+3 \beta_{\text{эф}}$ .

Эффект реактивности при заполнении водой технологических каналов в критическом состоянии определяется по измерениям подкритичности реактора, обусловленной введением в зону стержней РР.

Величина эффекта характеризуется разницей в числе извлекаемых РР при вводе реактора в критическое состояние с заполненными водой и обезвоженными каналами. Как правило, при вводе реактора с обезвоженным контуром в критическое состояние извлекается меньшее число РР, чем в случае с заполненным контуром, и эффект заполнения контура в критическом состоянии отрицательный. Однако заполнять контур в критическом состоянии запрещается, поскольку при заполнении различных по высоте участков активной зоны реактивность ведет себя как знакопеременная величина.

Эффекты обезвоживания технологических каналов (и каналов охлаждения СУЗ) в критическом состоянии являются положительными по знаку. Величина эффекта обезвоживания в критическом состоянии оценивается как произведение соответствующего эффекта заполнения контура на отношение средних эффективностей стержней РР при обезвоженном и заполненном водой контурах.

### 3.6. Итоги рассмотрения

1. Из-за влияния случайных факторов и недостатка информации о состоянии активной зоны невозможно управлять ядерным реактором, основываясь только на расчетах. На практике применяют расчетно-экспериментальный метод управления на основе многопозиционных измерений плотности нейтронного потока в реакторе.

2. В системах СВРК используют нейтронные датчики, способные длительное время работать в тяжелых внутриреакторных условиях. Автоматизированные системы измерений включают неподвижные и подвижные датчики, обеспечивающие работу реактора в стационарном и переходных режимах.

3. Реакторные измерения подразделяются на единичные, периодические и непрерывные. Наборы измеряемых параметров и применяемая аппаратура зависят от особенностей конкретного реактора и его СУЗ, программы и методики измерений специально регламентированы.

## СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бать Г.А., Коченов А.С., Кабанов Л.П. Исследовательские ядерные реакторы. М.: Энергоатомиздат, 1985.
2. Круглов А.К., Рудик А.П. Реакторное производство радиоактивных нуклидов. М.: Энергоатомиздат, 1985.
3. *Loren C. Schmid. Critical Assemblies and Reactor Research. Wiley-Interscience, USA, 1971.*
4. Кузнецов В.А. Критический эксперимент как средство изучения физических особенностей реактора (JAEA SM-42/86). *Proceedings of the simp. on Exponential and Critical Experiments, Amsterdam, 1963, v I, p. 125.*
5. Бушуев А.В., Бычков С.А. и др. Экспериментальные и теоретические исследования формирования спектра нейтронов в подкритических сборках ВТТР. АЭ т.55, вып.6, 1983, с.414.
6. *Böme R., Fisher E.J. Theoretical and Experimental Analysis of Fast Zero Assemblies (JAEA-CN26/117). Proceedings of Second Conf. on Nuclear Data for Reactors, Helsinki, 1970, v. II, p. 427.*
7. Бушуев А.В., Озерков В.Н. Применение гамма-спектрометрии в исследованиях по физике ядерных реакторов. М.: Энергоатомиздат, 1989.
8. Казанский Ю.А., Зиновьев В.П. и др. Методы изучения реакторных характеристик на критсборках БЭС. М.: Атомиздат, 1989.
9. Караваев Г.Н., Шведов О.В. и др. Реактор нулевой мощности "Макет" М.: ЦНИАтоминформ, 1986.
10. Филиппчук Е.В., Потапенко П.Т., Постников В.В. Управление нейтронным полем ядерного реактора. М.: Энергоатомиздат, 1981.
11. Ломакин С.С. Ядерно-физические методы диагностики и контроля активных зон реакторов АЭС. М.: Энергоатомиздат, 1986.
12. Симонов К.В. Тенденция развития внутриреакторного контроля энергораспределения легководных реакторов (обзор). Атомная техника за рубежом. № 2, февраль 1988, с.3.
13. Камышан А.П. Основные принципы экспериментальных исследований нейтронно-физических характеристик активных зон ВВЭР на АЭС. Отчет ИАЭ им. И.В.Курчатова. УЗПИОБ, Москва, 1987.
14. Комплексная методика определения физических и динамических характеристик реакторов РБМК. РИЦ "Курчатовский институт" уч. № ЗЗР-08/74 от 30.10.91 г. Москва, 1992.

## СОДЕРЖАНИЕ

Введение .....	3
1. Эксперименты на исследовательских реакторах .....	5
2. Эксперименты на реакторах нулевой мощности .....	28
3. Измерения характеристик энергетических реакторов .....	48
Список использованной литературы .....	67

Редактор Ш у м а к о в а Н. В.  
Техн. редактор П е ч е н к и н И. В.  
Корректор А н т о н о в а Н. Н.

Тем. план 1994 г.

Лицензия ЛР № 020676 от 09.12.1992 г.

---

Подписано в печать 22.03.95	Формат 60x84 1/16	
Печ. л. 4,25	Уч.-изд. л. 4,5	Тираж 100 экз.
Изд. № 035-I	Заказ 818	

---

Московский государственный инженерно-физический институт  
(технический университет). Типография МИФИ.  
115409, Москва, Каширское шоссе, 31