

621.039

А 87

ИФЭИ

МОСКОВСКИЙ ЦЕНТР НАУКИ ТРИВОГОГО ПРАСОГО ЗНАМЕНИ
ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ

23

В. В. Архипов А. С. Тимонин



ФАКУЛЬТЕТ
ТЕХНИЧЕСКОЙ
ФИЗИКИ

**КОНТРОЛЬ И ИЗМЕРЕНИЯ
В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ
(Контроль тепловыделения)**



МОСКВА 1989

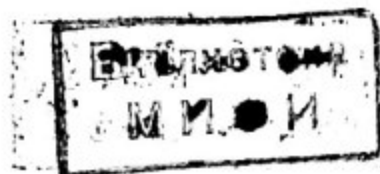
ГОСУДАРСТВЕННЫЙ КОМИТЕТ СССР ПО НАРОДНОМУ ОБРАЗОВАНИЮ
МОСКОВСКИЙ ОРДЕНА ТРУДОВОГО КРАСНОГО ЗНАМЕНИ
ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ

621-039

A 87

В.В. Архипов А.С. Тимонин

КОНТРОЛЬ И ИЗМЕРЕНИЯ
В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ
(КОНТРОЛЬ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ)



Утверждено
редсоветом института
в качестве учебного пособия

Библиотечный
фонд
НИЯУ МИФИ
г. Москва

Москва 1989

Архипов В.В., Тимонин А.С. Контроль и измерения в ядерных реакторах (контроль тепловыделения): Учебное пособие. М.: МИФИ, 1989. — 60 с.

Пособие составлено в соответствии с программами курсов "Контроль и измерения в ядерных реакторах", "Методы контроля ядерных и термоядерных реакторов" для студентов, специализирующихся в области физики и теплофизики ядерных энергетических установок. Рассматриваются физические принципы и методы контроля тепловыделения, используемые на эксплуатируемых в Советском Союзе энергоблоках АЭС.

Рецензенты: В.И. Митин, С.Г. Цыпин

СПИСОК ОСНОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ

- A — активность радиоактивного изотопа, Бк
 C_p — удельная теплоемкость, Дж/(кг·°C)
 E — энергия, Дж
 G — расход, кг/с
 I — сила тока, А
 i — удельная энтальпия, Дж/кг
 K — коэффициент неравномерности
 M — масса, кг
 N — число ядер в единице объема, ядер/м³
 P — давление, Па
 q — удельная мощность, Вт/м³
 R — радиус, м
 t — температура, °C
 U — напряжение, В
 V — объем, м³
 W — мощность, Вт
 ΔW — оффсет
 x, y, z — координаты
 α — коэффициент теплоотдачи, Вт/(м²·°C)
 λ — постоянная полураспада, с⁻¹
 ρ — плотность, кг/м³
 Σ — макросечение ядерной реакции, см⁻¹
 σ — микросечение ядерной реакции, см²
 τ — время, с
 φ — плотность потока излучения, частиц/(см²·с)

ПРИНЯТЫЕ СОКРАЩЕНИЯ

- АЗ – активная зона
АСТ – атомная станция теплоснабжения
БН – реактор на быстрых нейтронах
ВВЭР – водоводяной энергетический реактор
ВРК – внутриреакторный контроль
ГЦН – главный циркуляционный насос
ДКЭ – детектор контроля энерговыделения
ДПЗ – детектор прямого заряда
ИК – ионизационная камера
КН – ИК нейтронная с газообразным радиатором
КВН – ИК нейтронная вакуумная
КНИ – канал нейтронный измерительный
КНК – ИК нейтронная, скомпенсированная к γ -фону
КНТ – нейтронные ИК с радиатором в виде твердого покрытия
КТВ – триаксиальные камеры деления
ПВД – подогреватель высокого давления
ПГ – парогенератор
ПН – питательный насос
РБМК – реактор большой мощности канальный
СТО – сетевой теплообменник
СУЗ – система управления и защиты реактора
ТВС – тепловыделяющая сборка
Твэл – тепловыделяющий элемент
ТСП – термометр (термопреобразователь) сопротивления платиновый
ТХА – термоэлектрические преобразователи (термопары)
ЯЭУ – ядерная энергетическая установка

ПРЕДИСЛОВИЕ

Широкое развитие ядерной энергетики, приближение атомных станций к городам и промышленным объектам повышает требования к надежности и безопасности АЭС. В связи с этим одной из важных задач является оснащение действующих и проектируемых энергоблоков средствами диагностики активных зон и основного технологического оборудования. Решение этой задачи требует целенаправленной подготовки специалистов по разработке и обслуживанию систем диагностики на атомных станциях.

Целью серии учебных пособий, выпускаемых под общим названием "Контроль и измерения в ядерных реакторах", является систематизация материала по физическим принципам, методам и средствам диагностики. Пособия составлены в соответствии с программой одноименного курса для студентов, специализирующихся в области физики и теплофизики ядерных энергетических установок.

Настоящая книга включает введение, где рассмотрены вопросы методологии контроля и измерений в ЯЭУ, и первую часть предлагаемой серии, посвященную главным образом контролю тепловыделения в реакторе. Представлена систематизация и дается сравнительный анализ физических принципов и методов контроля тепловыделения. Приводятся конструкции и основные метрологические характеристики датчиков. Описаны системы контроля тепловыделения на действующих энергетических реакторах.

Последующие части серии будут посвящены реакторной термометрии, контролю состояния и состава теплоносителя и тепловыделяющих элементов, технологическому контролю и некоторым другим вопросам.

Введение. ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР КАК ОБЪЕКТ КОНТРОЛЯ

Предпосылки создания систем диагностики и контроля ядерных реакторов

Атомные электростанции первого поколения, которые строились и вводились в эксплуатацию на рубеже семидесятых годов, имели технологические параметры с большим запасом до критических величин. Многие характеристики работы реактора оценивались лишь расчетным путем, а выявление и устранение неисправностей производилось во время планово-профилактических осмотров. Частые преждевременные остановки энергоблоков, происходившие из-за неопределенности запасов параметров активной зоны и оборудования, снижали эффективность эксплуатации АЭС. Ограниченность получаемой экспериментально информации и возможность неоднозначного ее толкования могли затруднять принятие правильных решений эксплуатационным персоналом, особенно в стрессовых обстоятельствах. Системы диагностики позволяли регистрировать только факт возникновения отклонений, оставляя в стороне такие важные вопросы, как раннее распознавание нежелательных процессов и предсказание тенденций их развития, идентификацию причин аномальных отклонений и оперативную выдачу рекомендаций персоналу АЭС [6, 12, 45, 48, 49, 60].

Вышеизложенные проблемы стимулировали, начиная с середины 70-х годов, проведение широких научных исследований по диагностике реакторных установок. Прогресс, достигнутый в последние годы в разработке методов и средств контроля ЯЭУ, появление высокопроизводительных ЭВМ, совершенствование автоматизированных систем контроля и управления создали предпосылки широкого внедрения диагностики в реакторостроение.

Особенности измерений в реакторных условиях

Сложность диагностики ЯЭУ определяется такими факторами, как одновременное протекание различных по природе физических процессов в активной зоне, взаимосвязанность большинства основных процессов, имеющих стохастический характер, сложность конструкций основных узлов и оборудования, а также условиями эксплуатации реакторной установки.

Главной особенностью реакторных измерений является воздействие излучений на работу датчиков. Радиационные повреждения в материалах могут оказывать существенное влияние на проявление физических свойств и законов, кото-

рыми определяется принцип действия датчиков, приводить к изменению их конструктивных характеристик и режимов эксплуатации. Поскольку полностью устранить радиационные эффекты не удастся практически никогда, одним из важнейших требований к реакторному контролю является предложенный В.И. Субботиным принцип [12]: "Контроль каждого из определяющих устойчивую работу ЯЭУ параметров должен осуществляться датчиками, действие которых основано на двух или более различных физических принципах".

При регулировании реактора допускается изменение нагрузки блока с ограниченной скоростью (около 3–5 процентов в минуту для реакторов ВВЭР[42]). Однако, поскольку происходящий в активной зоне процесс преобразования ядерной энергии в тепловую характеризуется очень малыми временами, детекторы системы управления и защиты реактора должны обладать высоким быстродействием и быть рассчитаны на работу в предаварийных ситуациях.

Высокая теплонапряженность и гетерогенная структура активной зоны реактора определяют сильную неоднородность температурных полей. Поэтому датчики реакторного контроля должны выдерживать высокие уровни и большие градиенты температур [37]. Эффективность контроля возрастает в случае размещения датчиков в наиболее напряженных узлах элементов активной зоны.

Присутствие в активной зоне большинства элементов Периодической системы Менделеева создает жесткий химический режим функционирования датчиков. Наряду с внешними воздействиями на оболочку датчика возможно протекание химических процессов и во внутренних структурных элементах детектора.

Взаимодействие нейтронов, γ -квантов и заряженных частиц с материалами датчиков и линий связи создает в них большое количество свободных электронов и положительно заряженных зон. Перетечка электронов между зонами приводит к генерации паразитных токов и напряжений, влияющих на работу электрических цепей.

Проведение измерений в активной зоне осложняется также невозможностью исправления дефектов, возникающих в процессе работы датчиков. Сроки замены неисправных детекторов, как правило, определяются регламентом работы реактора и могут быть весьма продолжительными. Поэтому ресурс работы датчиков должен обеспечивать их высокие метрологические характеристики (точность, быстродействие, воспроизводимость показаний и т.п.) по крайней мере в период между перегрузками реактора. Кроме того, датчики не должны вносить локальных искажений рабочих параметров как в рабочем состоянии, так и в случае выхода их из строя.

Классификация измерений в ядерных реакторах

Существуют различные принципы классификации измерений, проводимых на АЭС.

По структурному признаку измерения делят на реакторные (включая оборудование первого контура) и вне реакторные. В свою очередь реакторные изме-

рения подразделяются на внутризонные и внезонные (за пределами биологической защиты реактора). По отношению временного интервала, в течении которого производятся измерения, ко времени развития идентифицируемого процесса измерения подразделяют на дореакторные, реакторные (в том числе оперативные) и послереакторные.

Традиционно используются классификации в соответствии с контролируемыми параметрами (нейтронный поток, доза γ -излучения, активность, выгорание, тепловыделение, температура, давление, расход, паросодержание, уровень деформации, перемещения, напряжения, концентрации и т.п.) и контролируемые элементы ЯЭУ (твэлы и ТВС, органы регулирования, теплоноситель, корпус реактора, трубопроводы, защита и металлоконструкции, главные циркуляционные насосы, парогенераторы, турбины и т.п.).

В соответствии с используемым методом исследования параметров измерения подразделяют на теплотехнические, ядерно-физические, шумовые, акустические, радиохимические, дозиметрические, электромагнитные, механические и т.п.

В зависимости от режима работы АЭС условно выделяют три группы измерений: 1 — измерения во время планово-предупредительных работ, 2 — измерения в ходе нормальной эксплуатации и в ранней стадии аварийных ситуаций, 3 — измерения при внезапных остановках реактора и на всех стадиях развития аварий.

По технологическому признаку диагностические измерения подразделяют на оперативный контроль параметров активной зоны, контроль металла и оборудования первого контура, тепломеханического и вспомогательного оборудования, электрооборудования, строительных конструкций и арматуры.

В литературе встречаются и некоторые другие классификации реакторных измерений.

Глава 1. ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЕ В РЕАКТОРЕ

1.1. Источники энерговыделения

Полная энергия, выделяемая при делении ядер $E_{\text{полн}}$, складывается из кинетической энергии осколков деления $E_{\text{оск}}$, энергии мгновенных нейтронов деления E_n и γ -квантов $E_{\gamma}^{\text{мгн}}$, энергии радиоактивного распада продуктов деления ($E_{\gamma}^{\text{зан}}$, E_{β} , E_{ν}), а также энергии, выделяющейся при захвате нейтрона $E_{\text{зах}}$. В приложении 2 приведено распределение энергии, выделяемой при делении, для различных нуклидов. На долю кинетической энергии осколков деления приходится 75 – 80% полной энергии деления, относительная доля энергии мгновенных нейтронов составляет 2 – 3%, γ -квантов – 7 – 8%, β -частиц – 3 – 4%, антинейтрино – 4 – 6%.

Осколки, образующиеся при делении ядра, сильно ионизированы. Начальный заряд осколка деления составляет примерно 20 зарядов электрона. Основная часть кинетической энергии осколков деления (95 – 97%) передается веществу путем ионизации среды. Замедляясь, осколки деления захватывают электроны и становятся электрически нейтральными атомами. Большая часть энергии рассеивается при соударениях с атомами вещества и переходит в тепло. Некоторая часть энергии осколков преобразуется в нетепловые формы (дефекты структуры, химические связи и т.п.). Торможение осколков происходит на расстояниях порядка 10 мкм. Время торможения составляет $\sim 10^{-12}$ с. Остывание локально разогретых объемов вещества за счет теплопроводности происходит за времена порядка $\sim 10^{-10}$ с. Таким образом, кинетическая энергия осколков деления выделяется практически мгновенно непосредственно в делящемся веществе (топливе).

В одном акте деления ядра ^{235}U испускается в среднем 2,5 мгновенных нейтрона. Время жизни одного поколения составляет $10^{-4} - 10^{-8}$ с. Доля запаздывающих нейтронов в энергетическом балансе незначительна. Нейтроны теряют энергию в результате упругих и неупругих соударений с ядрами. Их энергия в конечном счете переходит в энергию теплового движения атомов и молекул и частично идет на образование дефектов структуры. В процессе замедления нейтронов происходит их миграция по объему реактора и тепло выделяется во всех его элементах.

Взаимодействие γ -квантов с веществом происходит в основном в результате осуществления одного из трех процессов: фотоэффекта, комптоновского рассеяния и образования пар. В этих процессах энергия γ -квантов пре-

вращается в энергию теплового движения атомов вещества. Поскольку γ -кванты обладают значительным пробегом в веществе, их энергия выделяется во всех элементах реактора и частично за его пределами.

В результате серии последовательных β -распадов высвобождается около 26 МэВ энергии, которая уносится γ -квантами, β -частицами и антинейтрино. Вследствие небольшого пробега β -частиц вся их энергия передается веществу в зоне расположения делящегося материала. Энергия антинейтрино практически полностью уносится из реактора и в общем балансе энерговыделения не учитывается.

Часть нейтронов, диффундирующих в реакторе, поглощается ядрами материалов реактора. Образующиеся при захвате нейтронов возбужденные ядра переходят в основное состояние практически мгновенно или в процессе радиоактивного распада. Энергия, выделяющаяся при захвате нейтрона, не является прямым следствием деления, но ее обычно учитывают в общем балансе энергии деления при расчете тепловыделения в материалах реактора. Качественное представление о пространственно-временном распределении составляющих энергии деления ^{235}U тепловыми нейтронами дает табл. 1.1, из которой видно, что в объеме реактора выделяется в среднем 200 МэВ на один акт деления.

Таблица 1.1

Пространственно-временное распределение составляющих энергии деления ^{235}U

Локализация энерговыделения		Составляющие энергии деления, МэВ		
		Мгновенное энерговыделение	Запаздывающее энерговыделение	Всего
Во времени	В пространстве			
	Активная зона (твэлы)	$E_{оск} = 166$	$E_{\beta} = 7$	173
	Объем реактора (активная зона, отражатель, корпус и конструкции за отражателем)	$E_n = 5$ $E_{\gamma}^{мгн} = 8$	$E_{\gamma}^{зап} = 7$	29
	Внереакторное пространство	$E_{зах} = 9$	$E_{\gamma} = 10$	10

Максимальная доля энергии деления, которая может быть преобразована в тепло, составляет

$$E_f = E_{полн} - (E_n^{пад} + E_{\gamma}). \quad (1.1)$$

При этом, даже если считать, что большая часть энергии E_n и $E_{\gamma}^{зах}$ выделяется вне активной зоны, суммарное тепловыделение в активной зоне составит более 85% от $E_{полн}$ (энергия $E_{оск} + E_{\beta} = 173$ МэВ выделяется в

виде тепла в твэлах). Поэтому тепловыделение распределено в твэлах в первом приближении так же, как и число делений. Распределение числа делений рассчитывается методами нейтронной физики.

1.2. Распределение тепловыделения в активной зоне энергетического реактора

Количество делений dN_f в элементарном объеме dV активной зоны реактора в единицу времени составляет

$$dN_f = \sum_{j=1}^m \varphi_j \sum_f^j dV, \quad (1.2)$$

где φ_j и \sum_f^j — соответственно плотность потока нейтронов и сечение деления для j -й энергетической группы. Поскольку в одном акте деления высвобождается 200 МэВ тепловой энергии (или $200 \cdot 1,6 \cdot 10^{-13} \approx 3 \cdot 10^{-11}$ Дж), полная тепловая мощность реактора связана с плотностью потока нейтронов соотношением

$$W = 3 \cdot 10^{-11} \sum_{j=1}^m \int_{V_{a3}} \varphi_j \sum_f^j dV. \quad (1.3)$$

Из соотношения (1.3) видно, что поле энерговыделения не адекватно полю нейтронов, так как в процессе работы реактора меняются плотность делящихся материалов, спектр нейтронов и сечения деления. Поэтому для контроля мощности реактора по плотности потока нейтронов необходима нормировка показаний соответствующих детекторов с помощью прямых методов измерения тепловыделения.

В приложении 3 приведены среднеинтегральные характеристики тепловыделения в действующих энергетических реакторах. Пространственно-временное распределение энерговыделения определяется композицией и размерами активной зоны и отражателя, положением органов регулирования, выгоранием топлива и другими факторами. Так, например, рис. 1 иллюстрирует типичные кривые пространственного распределения энерговыделения в реакторе на быстрых нейтронах с двумя зонами разного обогащения, а рис. 2 — линии равных отклонений плотности энерговыделения в РБМК-1000, наблюдавшиеся в исследованиях по динамике поля энерговыделения.

Распределение энерговыделения в активной зоне характеризуется коэффициентами неравномерности, знание которых позволяет повысить эффективность безопасной эксплуатации ЯЭУ [13, 28, 33, 42]. В большинстве эксплуатируемых реакторов форма активной зоны близка к цилиндрической. Если у функции, описывающей распределение удельного тепловыделения по объему, переменные разделяются

$$Q(R, Z) = Q_R(R) Q_Z(Z). \quad (1.4)$$

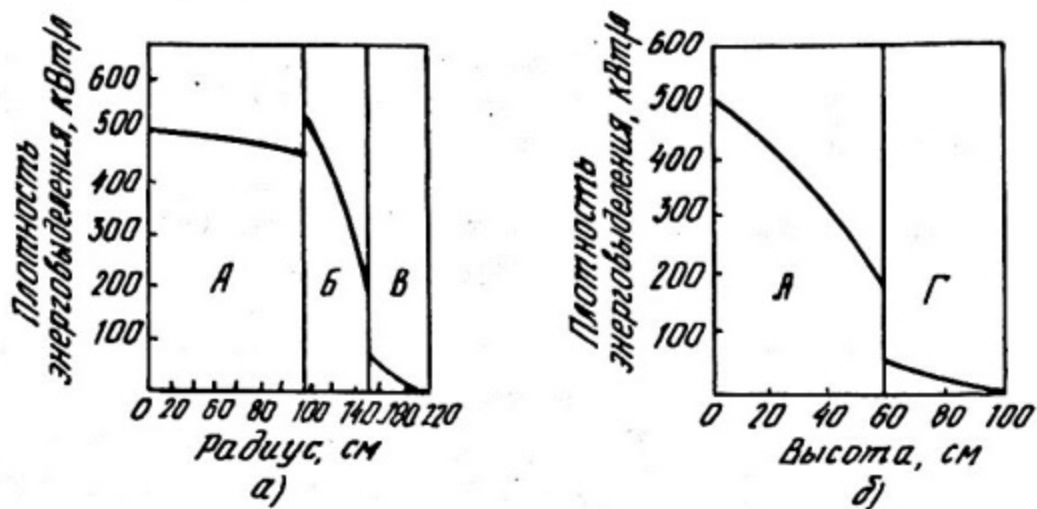


Рис. 1. Распределение энерговыделения в реакторе на быстрых нейтронах электрической мощностью 1200 МВт с гомогенной активной зоной [58]: а — радиальное распределение в центральной плоскости реактора; б — аксиальное распределение по оси реактора; А — зона малого обогащения; Б — зона большого обогащения; В — боковая зона воспроизводства; Г — торцевая зона воспроизводства

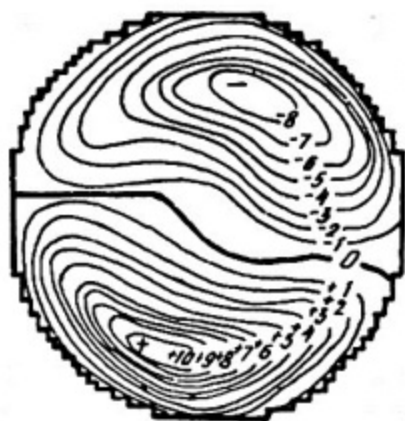


Рис. 2. Линии равных отклонений поля энерговыделения в реакторе РБМК-1000, в % (опыты по динамике энерговыделения на первом блоке Ленинградской АЭС [16])

то для описания глобальных (по объему активной зоны) неравномерностей энерговыделения вводят объемный k_V , радиальный k_R и высотный k_Z коэффициенты неравномерности энерговыделения:

$$k_V = Q_0 / \bar{Q}; \quad (1.5)$$

$$k_R = Q_{R0} / \bar{Q}_R; \quad (1.6)$$

$$k_Z = Q_{Z0} / \bar{Q}_Z. \quad (1.7)$$

При выполнении условия (1.4) существует связь

$$k_V = k_R \cdot k_Z. \quad (1.8)$$

Для энергетических реакторов величина k_R^{max} изменяется в пределах (1,2–1,4), k_Z^{max} – (1,25–1,5). На рис. 3 показано изменение коэффициентов неравномерности в течение кампании реактора ВВЭР-440.

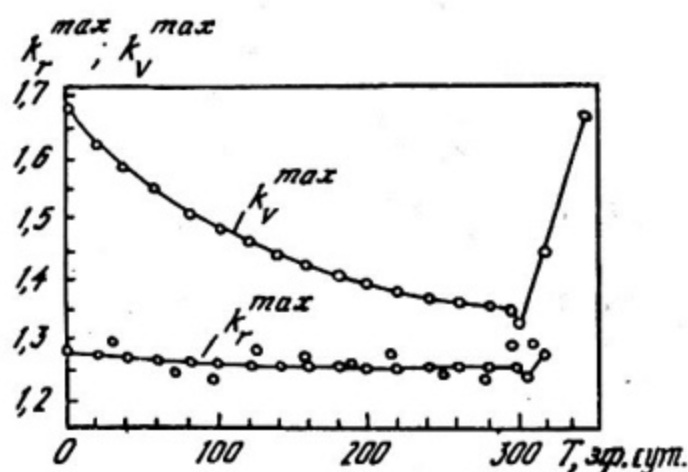


Рис. 3. Изменение коэффициентов неравномерности тепловыделения за 8-ю кампанию IV блока НВАЭС с реактором ВВЭР-440 [42]

Наряду с глобальными имеют место локальные вариации энерговыделения, связанные с различными технологическими отклонениями. Их учитывают введением дополнительных поправочных коэффициентов. Например, $k_{мех}$ учитывает отклонение геометрических и физических характеристик твэлов, $k_{вх}$ — неравномерность перемешивания теплоносителя на входе в активную зону, $k_{г}$ — локальные отклонения теплового потока в твэлах и т.д. Произведение поправочных коэффициентов дает суммарный коэффициент запаса k_3 , который вводится в соотношение (1.8):

$$k_v = k_R \cdot k_Z \cdot k_3 \quad (1.9)$$

Величина коэффициента запаса, например, для реактора ВВЭР-440 составляет $k_3 = 1,5$ [42]. Объемный коэффициент неравномерности в современных энергетических реакторах изменяется в пределах от 2,5 до 3,0.

Вываживание тепловыделения по активной зоне обеспечивает надежную работу твэлов на более высоких уровнях мощности и позволяет добиться большей глубины выгорания топлива. Так как поле тепловыделения, расход теплоносителя, тепловой поток и другие параметры изменяются в течении кампании, то задача снижения коэффициентов неравномерности требует проведения непрерывных измерений их величин [1, 3, 10, 19, 25, 49]. Это является одной из задач реакторной системы контроля за полем энерговыделения. Важнейшими элементами системы контроля, определяющими ее эффективность, являются датчики энерговыделения.

Контрольные вопросы и задачи

1. Сравнить выделение энергии на один акт деления в тепловом реакторе и реакторе на быстрых нейтронах.

2. Вычислить полную энергию (МВт·сут), выделяемую при делении всех ядер ^{235}U , содержащегося в 1 кг естественного урана.

3. Пользуясь приложениями 2 и 3, оценить энергию, уносимую в единицу времени потоком антинейтрино из активной зоны энергетического реактора.

4. Каковы источники остаточного тепловыделения в реакторе?

5. Величину остаточного тепловыделения в реакторе можно приближенно оценить по формуле [13]

$$Q_{ост} = 7,2 \cdot 10^{-2} Q_T [\tau^{-0,2} - (T_0 + \tau)^{-0,2}],$$

где Q_T — тепловая мощность реактора до его останова, τ — время, прошедшее после останова реактора, с, T_0 — время работы реактора на мощности, с. Пользуясь приведенной зависимостью, построить кривую относительного спада тепловыделения $Q_{ост}/Q_T$ в течение первых суток после останова реактора, длительное время работавшего на номинальной мощности ($\tau \ll T_0$).

6. Вычислить тепловую мощность гомогенного реактора с графитовым замедлителем, если в нем в качестве топлива размещено 10 кг чистого ^{235}U . Реактор работает при температуре 600°C . Средняя плотность потока тепловых нейтронов равна $\varphi_0 = 2 \cdot 10^{13}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$.

7. Назовите несколько возможных способов уменьшения коэффициентов неравномерности тепловыделения.

8. При $k_R = 1,3$ и $k_Z = 1,5$ максимально допустимая мощность ядерного реактора равна 100 МВт. Объемный коэффициент неравномерности изменился и стал равным $k_V = 2,3$. Оценить допустимую мощность реактора при этом k_V .

Глава 2. ФИЗИЧЕСКИЕ ПРИНЦИПЫ КОНТРОЛЯ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ В РЕАКТОРЕ

2.1. Принципы и методы контроля тепловыделения

В первой главе показано, что основная часть энергии деления выделяется в зоне энерговыделения реактора в виде тепла (не менее 85%). Близки между собой, хотя принципиально не идентичны и пространственно-временные распределения полей энерговыделения и тепловыделения. Применительно к активной зоне понятие "энерговыделение" характеризует только мощность источников ядерной энергии, а понятие "тепловыделение" учитывает также и эффективность преобразования ядерной энергии в тепловую. Известные технические средства не позволяют определять тепловыделение в реакторе путем прямых измерений*. Величина тепловыделения в настоящее время может быть непосредственно определена только по измеренным значениям подогрева, расхода и параметров теплоносителя с помощью первого начала термодинамики. Косвенно тепловыделение определяют путем измерения энергии и выхода продуктов реакций

* В литературных источниках [35, 46, 55, 62] "прямым" называют способ определения тепловыделения в реакторе по подгреву теплоносителя.

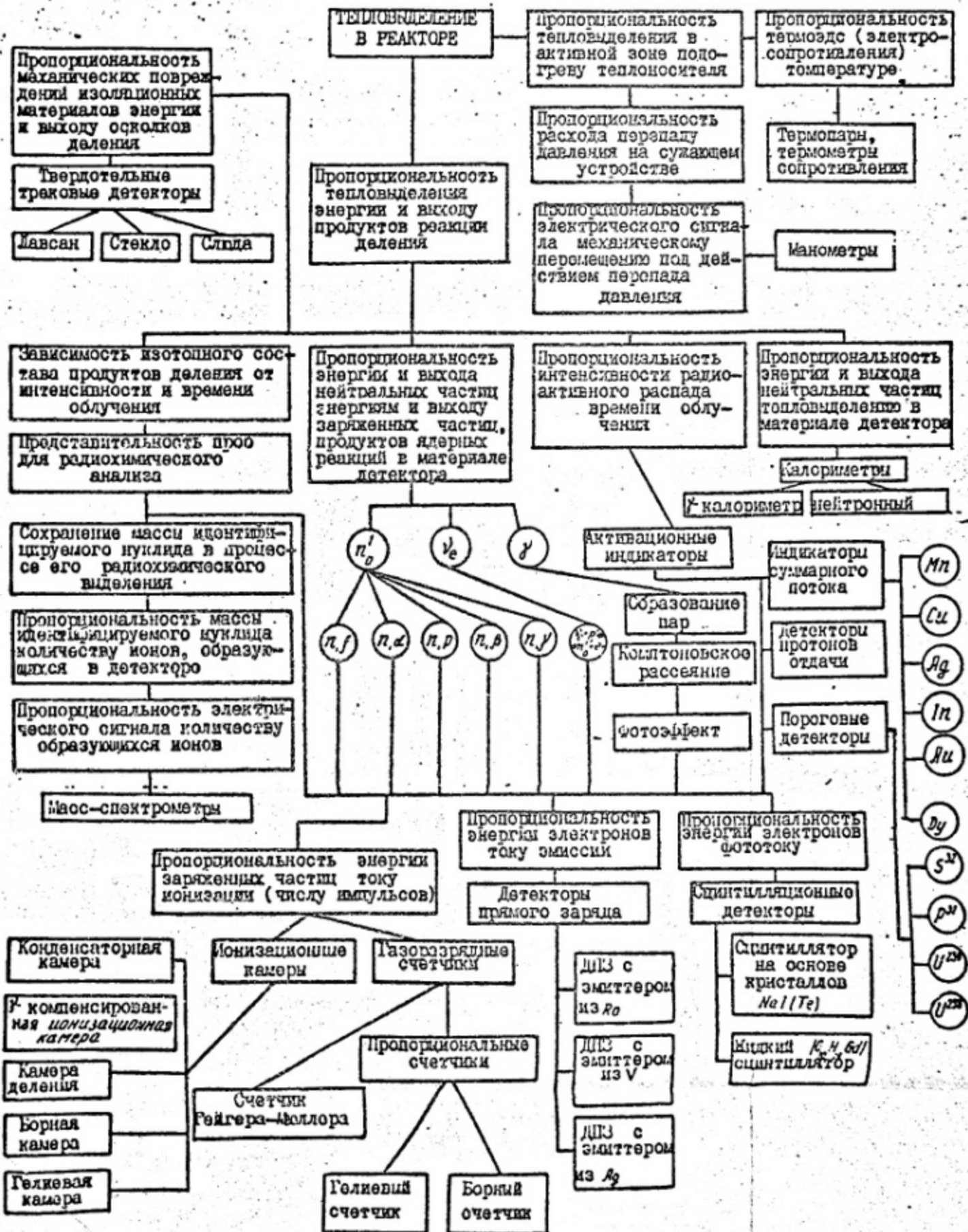


Рис. 4. Принципы действия датчиков контроля энергоудачения

деления. Детекторы энерговыделения в этом случае используются и как датчики тепловыделения.

Измеряемая приборами контроля величина связана с определяемым параметром, как правило, несколькими преобразованиями (рис. 4). Эти преобразования можно условно разделить на две основные группы по признакам: 1 — по связям определяемых физических параметров с тепловыделением; 2 — по связям измеряемых приборами контроля величин с определяемыми физическими параметрами.

В первую группу входят собственно физические принципы контроля тепловыделения, а во вторую — принципы преобразования контролируемых физических параметров в измеряемые приборами величины.

Основными методами, реализующими различные физические принципы контроля тепловыделения, являются: 1 — теплофизические (или теплотехнические); 2 — ядерно-физические (нейтронные, гамма-методы, нейтринные, твердотельные, активационные); 3 — радиохимические.

Для регистрации измеряемых параметров наиболее часто используются следующие методы преобразования контролируемых величин: калориметрические, термоэлектрические, эмиссионные, ионизационные, сцинтилляционные, масс-спектрометрические. Схематическая иллюстрация физических принципов, лежащих в основе перечисленных методов, дана на рис. 4.

2.2. Принципиальные отличия различных методов контроля

Взятый в отдельности ни один из перечисленных методов не обеспечивает необходимой полноты информации о тепловыделении в реакторе. Методы взаимно дополняют друг друга, так как в их основу положены различные физические принципы. Возможности применения того или иного метода наряду с физическими имеют также и технологические ограничения. Поскольку многие технологические ограничения могут быть со временем устранены, возможности и перспективы использования методов контроля определяются прежде всего принципами измерения тепловыделения. С этой целью полезно проанализировать принципиальные особенности различных методов контроля.

Теплофизические методы контроля незаменимы для анализа термодинамических циклов ЯЭУ. Только эти методы дают возможность определять абсолютные величины полной мощности реактора и ее составляющих (мощности пеллет, мощности ТВС). Поэтому теплофизические методы используются в качестве эталонных для градуировки и абсолютной калибровки средств измерений другими методами [7, 29, 39, 55]. Главный недостаток теплофизических методов — их инерционность. Скорости протекания ядерных процессов на несколько порядков превышают скорости передачи тепла теплоносителю. Поэтому теплофизические методы непригодны для контроля быстропротекающих процессов. Кроме того, эти методы малочувствительны за пределами энергетического диапазона изменения мощности реактора.

Среди ядерно-физических методов контроля [26, 27, 34, 35, 36, 39] необходимо выделить нейтронные методы. Плотность потока нейтронов является параметром, воздействием на который регулируется мощность реактора и ее профилирование по объему. При использовании малоинерционных способов регистрации (например ионизационных) нейтронные методы незаменимы для контроля быстропротекающих процессов. Они широко применяются для управления и защиты реактора. Другим достоинством нейтронных методов является возможность контроля во всем диапазоне изменения мощности реактора (рис. 5). Недостатки нейтронных методов связаны с изменением спектра нейтронов в ходе кампании реактора и общими трудностями регистрации нейтральных частиц. В связи с выгоранием чувствительных элементов детекторов нейтронов, их показания меняются во времени. По этим причинам требуется регулярная калибровка нейтронных детекторов.



Рис. 5. Относительные уровни и диапазоны изменения мощности реактора

Преимуществом гамма-методов по сравнению с нейтронными является отсутствие выгорания чувствительных элементов детекторов. Однако эти методы обладают большой инерционностью по отношению к энерговыделению (относительно велик энергетический вклад запаздывающих γ -квантов). Гамма-методы менее эффективны и для измерения локальных характеристик энерговыделения.

Ввиду малых длин пробегов осколков деления твердотельные методы, используемые для их регистрации, дают, в принципе, наиболее достоверную информацию о локальном распределении энерговыделения. Однако, поскольку внутризонные измерения параметров твердотельных индикаторов практически неосуществимы, эти методы неприменимы для оперативного контроля.

Активационные методы [21, 32] позволяют с достаточно высокой точностью измерять абсолютные значения потока нейтронов. Их достоинство — возможность использования в жестких полях нейтронного и γ -излучения, когда другие методы внутриреакторного контроля энерговыделения практически неприемлемы. Активационные методы позволяют наиболее полно определять усредненное во времени пространственное распределение тепловыделения по объему активной зоны. Недостаток этих методов — их неоперативность.

Уникальность нейтринных методов контроля [7, 22, 24] заключается в том, что они позволяют определять число делений в активной зоне с помощью детекторов, расположенных за пределами биологической защиты реактора. Нейтринные детекторы энерговыделения в принципе не вносят возмущений в процесс деления ядер. Количество антинейтрино, рождающихся в одном акте деления, более чем вдвое превышает количество нейтронов. При делении ^{235}U антинейтрино полностью уносят из реактора энергию, в два раза превышающую энергию нейтронов. Однако для антинейтрино характерны малые сечения взаимодействия с веществом. Поэтому дальнейшее повышение эффективности регистрации антинейтрино является одним из перспективных направлений развития внутриреакторного контроля.

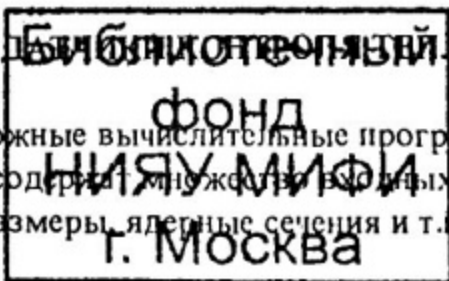
Основными экспериментальными методами определения состава топлива являются радиохимические методы [38, 41, 43]. Им присуща высокая точность измерения содержания продуктов деления в твэлах после облучения в реакторе. Результаты этих измерений позволяют судить о распределении тепловыделения в реакторе и о абсолютном значении энерговыработки.

Контрольные вопросы и задания

1. Каким требованиям должен удовлетворять идеальный детектор тепловыделения в реакторе?
2. В соответствии со схемой, изображенной на рис. 4, сформулируйте основные законы и описывающие их уравнения, которые связывают ток (или число импульсов), возникающий в ионизационной камере, с энерговыделением в активной зоне.
3. Охарактеризуйте каждый из рассмотренных методов контроля тепловыделения в соответствии с изложенными во введении принципами классификации измерений в реакторах.
4. Какие методы контроля тепловыделения предпочтительны для: а) измерения абсолютных величин тепловыделения; б) нахождения пространственного распределения тепловыделения по объему активной зоны; в) определения энерговыработки реактора; г) оперативного управления и защиты реактора?
5. Можно ли использовать нейтринные и гамма-методы для управления реактором и его защиты?
6. Каким образом изменяется связь энергораспределения с распределением плотности потока нейтронов в течение кампании реактора?

Глава 3. Библиографический фонд

Существующие сложные вычислительные программы расчета энерговыделения в активной зоне содержат множество входных параметров, известных неточно: концентрации, размеры, ядерные сечения и т.п. Хотя технические из-



мерения в реакторах обычно имеют худшую точность по сравнению с физическими экспериментами, в сочетании с расчетом они позволяют существенно повысить эффективность контроля. Поэтому в настоящее время крайне актуальны разработка и промышленное освоение датчиков контроля тепловыделения в реакторах.

3.1. Датчики теплотехнического контроля тепловыделения по параметрам 1-го и 2-го контуров

Теплотехническим способом энергоснабжение в ТВС (петле реактора или по всему объему активной зоны) определяется по подогреву теплоносителя из уравнения теплового баланса:

$$W = G (i_{\text{вых}} - i_{\text{вх}}), \quad (3.1)$$

где G — расход; $i_{\text{вх}}$, $i_{\text{вых}}$ — энтальпии теплоносителя на входе и выходе из данной ТВС (петли реактора или всей активной зоны). Энтальпия теплоносителя определяется в соответствии с показаниями датчиков температуры и давления (для однофазного теплоносителя), а также паросодержания (в случае кипящего теплоносителя). Поскольку подогревы теплоносителя, особенно на малых уровнях мощности, невелики, к точности измерения температуры предъявляются высокие требования.

В качестве датчиков температуры в пределах активной зоны используют термоэлектрические преобразователи (ТЭП) главным образом двух типов: хромель—алюмель и вольфрам-рений. Погрешность измерения температуры с помощью ТЭП, расположенных в активной зоне, может достигать величины 4% от подогрева теплоносителя. Поэтому для измерения температуры за пределами активной зоны используют термопреобразователи сопротивления (например платиновые), точность измерения которыми существенно выше по сравнению с ТЭП. Ошибка в определении температуры с помощью термопреобразователей сопротивления составляет 0,02—0,005° С.

Для измерения давления теплоносителя используются мембранные и пружинные манометры класса 1,0. Принцип действия манометров основан на преобразовании перемещения чувствительного элемента под действием измеряемого давления в унифицированный токовый сигнал. Так, например, в используемых в реакторах ВВЭР-1000 датчиках типа "Сапфир" перемещение мембраны с помощью тензорезистора преобразуется в нормированный электрический сигнал (0 — 5 мА).

Часто применяемый в энергетике метод определения расхода по перепаду давления на сужающем устройстве (сопло, диафрагма), измеряемому дифференциальным манометром, дает погрешность около 2—2,5%. Однако его использование для измерения расхода в первом контуре связано с рядом затруднений (отсутствие прямых участков трубопровода достаточной длины, необходимость специальной тарировки). В некоторых типах реакторов расход в первом контуре определяют по перепаду давления на ГЦН в соответствии с его паспортными характеристиками.

Вышеизложенные трудности вынуждают определять тепловую мощность реактора методом обратного баланса по теплоносителю второго контура (и третьего на быстрых реакторах). В этом случае измеряется количество тепла, передаваемого питательной воде в парогенераторе. Естественно, что для определения мощности реактора по параметрам второго контура необходимы поправки, учитывающие потери тепла в первом контуре и парогенераторе.

3.2. Калориметры

Измерение поглощенной энергии калориметрическим способом в ядерных реакторах основано на том, что практически вся энергия излучения, переданная облучаемому веществу, превращается в тепло. Хотя в дозиметрии больших доз стандартизация измерительных методов еще не принята, калориметрический метод часто используют [29] в качестве первичного стандарта.

В основе действия калориметра лежит связь объемного тепловыделения в образце с изменением его температуры, задаваемая законом сохранения энергии. Уравнение теплопроводности для "тонких объемов" имеет вид

$$\rho c_p V \frac{\partial t}{\partial \tau} = q_V V - \alpha F (t - t_c), \quad (3.2)$$

где t — температура образца; t_c — температура охлаждающей среды; V , F — соответственно объем и площадь теплопередающей поверхности образца; q_V — мощность внутренних источников тепловыделения в образце. Решение уравнения (3.2) для образца, который в начальный момент времени имел температуру t_0 и был мгновенно помещен в среду с температурой t_c , дает выражение

$$t - t_c = (t_0 - t_c) \exp\left(-\frac{\alpha F}{\rho c_p V} \tau\right), \quad (3.3)$$

соответствующее кинетическому методу реакторной калориметрии, который заключается в регистрации кинетики нагрева или охлаждения образца при наличии теплообмена на его поверхности. Если тепло, генерируемое в образце, не рассеивается в окружающую среду ($\alpha \rightarrow 0$), реализуется адиабатический метод. В этом случае температура образца линейно возрастает во времени:

$$t - t_0 = (q_V / \rho c_p) \tau, \quad (3.4)$$

причем скорость возрастания температуры пропорциональна поглощенной в образце мощности.

В экспериментах на реакторе также используют стационарный изометрический метод калориметрии, который предусматривает наличие внешней оболочки калориметра с постоянной температурой. В этом случае решением уравнения (3.2) является выражение

$$t - t_c = (q_V V) / \alpha F. \quad (3.5)$$

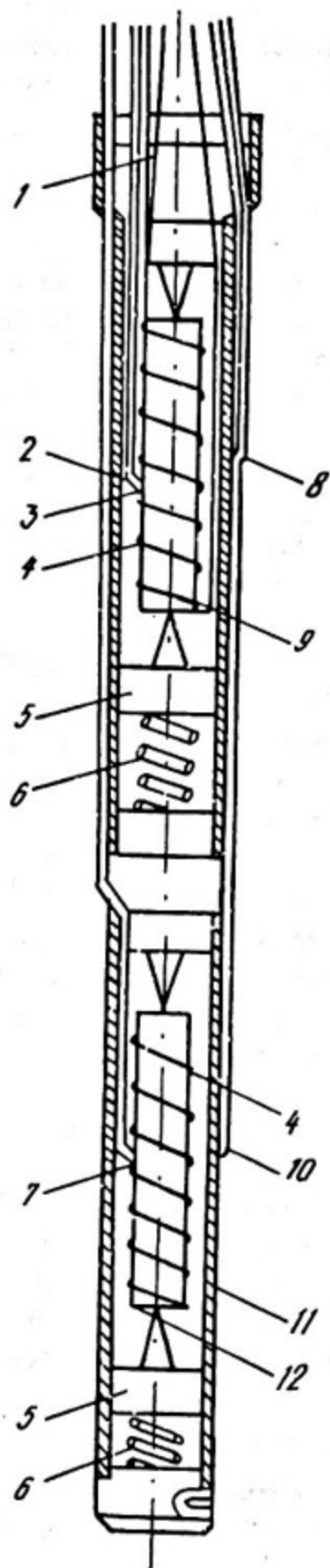
В зависимости от условий теплообмена между поверхностью образца и оболочкой различают вакуумный, газовый и тердотельный калориметры, в ко-

торых величина коэффициента теплоотдачи определяется по законам теплового излучения, естественной конвекции и теплопроводности.

Существует большое разнообразие типов и конструкций калориметров, используемых в реакторах, что обусловлено разнообразием размеров и устройств экспериментальных каналов, диапазонов интенсивности излучения, видов исследуемых материалов. По виду регистрируемого излучения различают нейтронные и γ -чувствительные калориметры. Для первых в качестве материалов рабочего образца используют сплавы с делящимся веществом, для вторых — металлы с большим сечением поглощения γ -квантов и малыми сечениями поглощения и рассеяния нейтронов.

Рассмотрим конструкцию калориметра, который может обеспечивать проведение измерений несколькими способами [61]. Конструкция калориметра приведена на рис. 6. Корпус калориметра состоит из гонкостенной трубы из нержавеющей стали ($\varnothing 10 \times 0,35$ мм). Длина корпуса, в зависимости от размеров используемых образцов, может находиться в пределах от 200 до 400 мм. Нижний конец корпуса загерметизирован, верхний герметично соединен с подвеской, представляющей собой полую трубу, через которую выводятся все термопарные провода и кабели электронагревателя. Подвеска с калориметром может быть установлена в охлаждаемый водой переносной канал, который в свою очередь можно помещать в любой экспериментальный канал реактора, где требуется измерение энерговыделения. Симметрично относительно средней плоскости корпуса калориметра располагаются два образца: верхний — рабочий образец и нижний — образец-свидетель. При измерениях высотное положение калориметра выбирают таким, чтобы энерговыделение в обоих образцах было одинаковым.

Рис. 6. Конструкция калориметра [61]: 1 — проводник; 2, 7, 8, 9, 10 — микротермопары; 3 — рабочий образец; 4 — нагреватель; 5 — игольчатая опора; 6 — пружина; 11 — корпус калориметра; 12 — образец-свидетель



Для измерения торцевых утечек тепла образцы укреплены на торцевых опорах. Для компенсации термических напряжений опоры фиксируются пружинами. На боковой поверхности рабочего образца навит электронагреватель. Образец-свидетель не должен иметь нагревателя, но, чтобы он полностью соответствовал рабочему образцу, на нем также сделана аналогичная обмотка. Температура измеряется микротермопарами. Микротермопары, измеряющие температуры боковых поверхностей, зачеканены в средних сечениях образцов. В тех же сечениях калориметра укреплены микротермопары, измеряющие температуру корпуса. Одна термопара зачеканена на нижнем торце рабочего образца для измерения торцевой утечки тепла.

Рассмотренная конструкция позволяет использовать различные методы реакторной калориметрии. При резком внесении калориметра в активную зону реализуется адиабатический метод. Этот метод целесообразно использовать при низких уровнях энерговыделения, например, при измерении энерговыделения на остановленном реакторе. Погрешности измерения рассматриваемым методом обусловлены конечной скоростью перемещения образца и отсутствием теплового равновесия между калориметрическим устройством и средой в канале.

Стационарный изотермический способ реализуется при фиксированном положении калориметра в канале реактора, работающего на стационарном уровне мощности. Погрешность измерения обусловлена точностью определения величины α в соотношении (3.5) и утечек тепла с торцев образца.

Наличие в калориметре идентичных обогреваемого образца и образца-свидетеля позволяет использовать абсолютное значение мощности электронагревателя для градуировки калориметра и повышения точности определения объемного энерговыделения. Так, например, при подаче известной электрической мощности W_3 на нагреватель рабочего образца, разность температур между поверхностью образца и корпусом $\Delta t_{од}$ возрастает на величину

$$\sigma(\Delta t_{од}) = W_3 / (F \cdot \alpha) . \quad (3.6)$$

Выражение (3.6) позволяет определить величину коэффициента теплоотдачи и по синхронно измеряемой разнице температур образца-свидетеля и корпуса Δt_c найти искомую мощность внутренних источников тепловыделения:

$$q_v = \frac{W_3}{V} \cdot \frac{\Delta t_c}{\sigma(\Delta t_{од})} . \quad (3.7)$$

Погрешность этого метода составляет 2 – 3%.

3.3. Активационные индикаторы

Метод активации основан на измерении активности, наведенной в индикаторе, при облучении его потоком нейтронов. Чаще всего используется реакция (n, γ) , в пороговых индикаторах могут реализоваться и другие реакции: (n, α) , (n, p) , (n, n') . Активационные индикаторы применяются для оп-

ределения абсолютного и относительного распределения плотности потока нейтронов, а также для получения информации о спектре нейтронов в реакторе. При измерении активационным методом индикатор помещают в то место реактора, где предполагается провести измерение плотности потока нейтронов, облучают его в течение определенного времени, затем извлекают и с помощью счетчиков β - и γ -излучений определяют наведенную в нем активность. Отличительной чертой этого метода является запаздывание момента измерения по отношению к моменту облучения, так как для активации индикаторов в потоке нейтронов требуется определенный промежуток времени. Разделение процессов радиоактивного распада как во времени, так и в пространстве позволяет с высокой точностью проводить измерения за пределами активной зоны реактора.

Уравнение баланса для образующегося радиоактивного изотопа имеет вид

$$dN = -\lambda N d\tau + \frac{d\tau}{V} \int \int_{V_0}^{\infty} \Sigma(E) \varphi(V, E) dE dV - \frac{N}{V} d\tau \int \int_{V_0}^{\infty} \sigma(E) \varphi(V, E) dE dV, \quad (3.8)$$

где N — число ядер радиоактивного изотопа в единице объема, V — объем индикатора, λ — постоянная распада наведенного радиоактивного изотопа, $\Sigma(E)$ — макроскопическое сечение поглощения нейтронов изотопом индикатора, $\sigma(E)$ — сечение поглощения нейтронов наведенным радиоактивным изотопом, $\varphi(V, E)$ — плотность потока нейтронов с энергией E в объеме V , τ — время.

В одноклассовом приближении при облучении индикатора изотропным потоком тепловых нейтронов уравнение (3.8) преобразуется в

$$\frac{dN}{d\tau} = \Sigma f_n \varphi - (\lambda + \sigma f_n \varphi) N, \quad (3.9)$$

где f_n — коэффициент, учитывающий возмущение потока нейтронов индикатором. В случае малых выгораний образующегося радионуклида ($\sigma f_n \varphi \ll \lambda$) его равновесная концентрация, которая характеризуется равенством скоростей образования и распада нуклида, пропорциональна плотности потока нейтронов

$$N_p = \Sigma f_n \varphi / \lambda, \quad (3.10)$$

а соответствующая N_p активность

$$A_p = N_p \lambda. \quad (3.11)$$

На практике нашли применение активационные индикаторы, материал которых находится в твердом, жидком и газообразном состояниях. Материалами твердых активационных индикаторов служат марганец, кобальт, медь, серебро, индий, диспрозий, золото и др. [14, 55]. Основные характеристики изотопов, используемых в качестве материалов активационных индикаторов, приведены в приложении 4.

Твердые активационные детекторы используются в виде твердых круглых дисков (фольги), тонких полосок и проволок, цилиндрических образцов

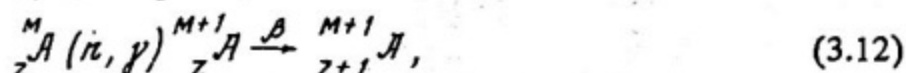
и шариков. Так, например, в реакторах ВВЭР для расчета распределения энерговыделения и выгорания топлива применяется стальная проволока, содержащая марганец. Проволока автоматически движется в 12 вертикальных каналах внутренним диаметром 6 мм каждый. Проволока имеет 32 идентифицируемых участка. Измерение активности проволоки проводится один раз в сутки.

3.4. Детекторы прямого заряда

Принцип действия детекторов прямого заряда (ДПЗ) основан на непосредственном преобразовании ядерной энергии в электрическую. ДПЗ представляет собой генератор тока, разность потенциалов на электродах которого создается в результате переноса заряженных частиц, образующихся при взаимодействии ионизирующего излучения с веществом.

В зависимости от вида регистрируемого излучения различают нейтронные ДПЗ и гамма-ДПЗ. Нейтронные ДПЗ разделяются на активационные и комптоновские.

Действие активационных ДПЗ основано на регистрации β -частиц, образующихся в результате реакции



где M — массовое число изотопа, Z — атомный номер. Комптоновская составляющая в активационных ДПЗ невелика и равна обычно 5 — 10% тока β -частиц.

На рис. 7 приведена конструкция ДПЗ, основными элементами которого являются: эмиттер, коллектор, изолятор и линии связи. В эмиттере ДПЗ генерируются заряженные частицы за счет ядерных реакций под действием измеряемого вида излучения. Эмиттеры активационных ДПЗ, предназначенных для измерения потоков тепловых нейтронов, изготавливаются из родия, ванадия и серебра. Родий получил в настоящее время наибольшее распространение, так как он имеет большое сечение активации, высокую энергию эмиттируемых частиц, высокую температуру плавления (1960°C) и, как благородный металл, отличается коррозионной стойкостью. Главное достоинство ванадиевого ДПЗ — его малое выгорание. Ванадий имеет высокую температуру плавления (1710°C).

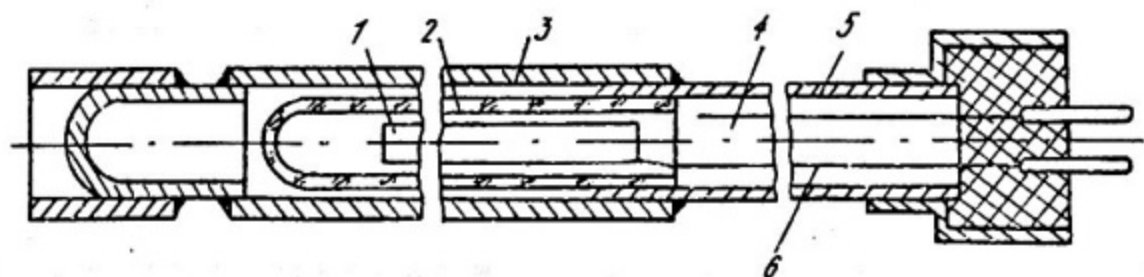


Рис. 7. Конструкция детектора прямого заряда [14]: 1 — эмиттер; 2 — изолятор; 3 — коллектор; 4 — кабель; 5 — фоновая жила; 6 — сигнальная жила

Чувствительность детекторов из ванадия существенно ниже, чем у родиевых. В присутствии кислорода при температуре порядка 300°C ванадий интенсивно окисляется.

Коллектор — второй электрод ДПЗ. Он служит для накопления заряженных частиц и одновременно используется для герметизации ДПЗ. Обычно коллектор заземляется. В качестве материалов коллектора используют нержавеющую сталь, алюминий и его сплавы, никель и его сплавы. Ввиду малых сечений этих металлов, по сравнению с сечением активации эмиттера, вклад эмиттируемых материалом коллектора частиц в ток детектора пренебрежимо мал.

Изолятор ДПЗ обеспечивает наличие разности потенциалов между эмиттером и коллектором. Он должен обладать высоким электрическим сопротивлением при малой толщине. Важными требованиями к свойствам материала изолятора являются его радиационная стойкость, высокая пропускающая способность по отношению к заряженным частицам, которые испускаются эмиттером, существенно меньшая по сравнению с эмиттером способность испускать заряженные частицы. В качестве изоляторов используются радиационно-стойкие диэлектрики: Al_2O_3 , MgO , SiO_2 .

ДПЗ по степени отработки конструкции и по своим метрологическим характеристикам отвечают требованиям, предъявляемым к датчикам внутриреакторного контроля. Основными достоинствами детекторов прямого заряда являются их высокая чувствительность, линейность характеристик, практически неограниченный верхний предел измерения, высокая технологически достижимая идентичность, малые габариты, высокие рабочие температуры, достаточно длительный ресурс работы (несколько лет при температуре $\sim 700^{\circ}\text{C}$). Эти особенности определили широкое использование ДПЗ на действующих реакторах АЭС. В приложении 5 приведены характеристики ДПЗ, серийно выпускаемых в СССР.

3.5. Ионизационные камеры

Принцип действия ионизационных камер основан на ионизации газового наполнителя камеры заряженными частицами или γ -квантами. Быстрая заряженная частица или γ -квант, проходя пространство между электродами, к которым приложена разность потенциалов, ионизируют газ. Электроны и положительно заряженные ионы движутся в электрическом поле к соответствующим электродам. Возникает ток, который вызывает на сопротивлении во внешней цепи падение напряжения, регистрируемое измерительным прибором.

На рис. 8 представлена вольт-амперная характеристика ионизационной камеры. Как следует из графика, после достижения некоторого критического напряжения $U_{кр}$, дальнейшее увеличение напряжения не приводит к росту тока через камеру при постоянной плотности потока излучения, в котором она на-

ходится. В качестве рабочего напряжения обычно используется $U_{рад} = 2U_{кр}$. Все образующиеся в ионизационной камере ионы доходят до электродов, не успев рекомбинировать. При этом энергия ионов недостаточна для вторичной ионизации.

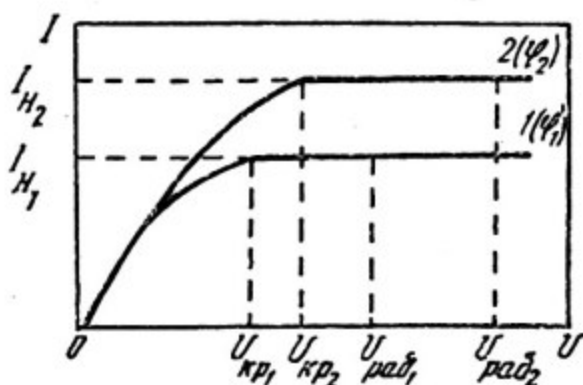


Рис. 8. Вольт-амперные характеристики ионизационной камеры для двух значений плотности потока излучения ($\varphi_2 > \varphi_1$)

По режиму работы, в зависимости от электрической схемы включения, ионизационные камеры разделяются на токовые (непрерывного действия) и импульсные. В токовых ИК измеряется суммарный ионизационный ток, пропорциональный потоку энергии излучения. Импульсная камера является счетчиком — в ней регистрируется прохождение одиночной частицы и суммируется количество импульсов в течении некоторого интервала времени.

По типу регистрируемого излучения используемые в реакторах ионизационные камеры подразделяют на гамма-камеры и нейтронные камеры. Гамма-кванты производят ионизацию, выбивая быстрые электроны из стенок камеры и молекул газа. Принцип действия нейтронных камер основан на ионизирующем действии осколков деления, α -частиц и протонов, возникающих в реакциях (n, f) , (n, α) и (n, p) соответственно. Для протекания этих реакций на электроды нейтронной камеры наносится радиатор — слой делящегося вещества (камера деления) или бора (борная камера). В качестве радиатора может быть использован газовый наполнитель, например, гелий (гелиевая камера). Для внутризонных измерений применяются ИК с вакуумным промежутком между электродами и внешним источником питания (вакуумные камеры деления).

На рис. 9 приведена принципиальная конструкционная схема камеры деления [14]. Электродная система камеры состоит из внешнего (1) и центрального (2) электродов, представляющих собой два коаксиальных цилиндра. Внешний электрод — отрицательный. Он одновременно служит корпусом камеры. Между электродами расположен нейтронно-чувствительный элемент — радиатор 3. Центральный, собирающий электрод установлен на опорных изоляторах 6. Выводной изолятор 4 впаян в корпус камеры и одновременно выполняет функцию герметизирующего элемента. Откачка и заполнение камеры осуществляется через откачную трубу 7. Измеряемый ток камеры зависит от сопротивления

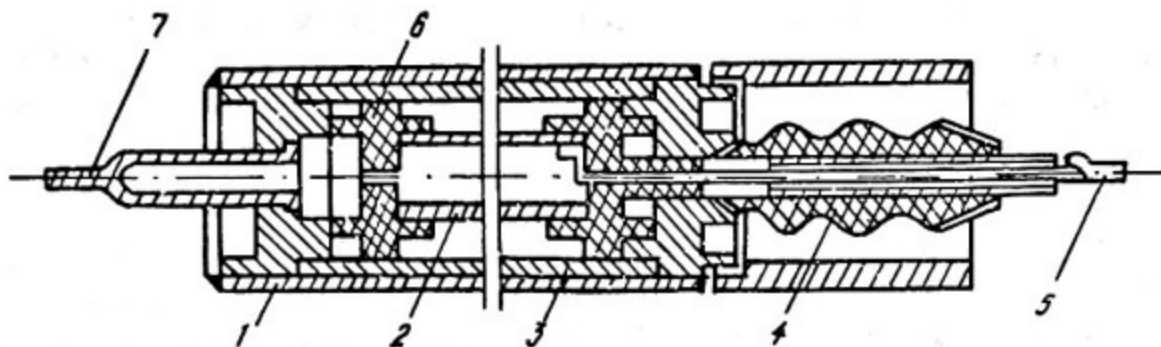


Рис. 9. Конструкция камеры деления [14] : 1 — внешний электрод; 2 — центральный электрод; 3 — радиатор; 4 — выводной изолятор; 5 — кабельная трасса; 6 — опорный изолятор; 7 — откачная труба

изоляции, давления и состава газа в камере, температуры, геометрических размеров камеры. Стабильность характеристик камеры деления в значительной мере определяется выгоранием делящегося вещества. Для снижения эффекта выгорания в качестве радиаторов используют смеси двух изотопов — делящегося и воспроизводящего. Например, к урану-235 можно добавлять уран-234, к плутонию-239 — уран-238, к урану-233 — торий-232.

Для выделения составляющей сигнала, обусловленной нейтронами, в присутствии гамма-фона используют гамма-компенсированные нейтронные камеры. В таких камерах (рис. 10), в отличие от обычных, имеются два (или несколько) размещенных рядом равных объема, имеющих общий электрод. Слой радиатора наносится на поверхность электродов только в одном из объемов. В этом объеме ионы образуются как за счет нейтронов, так и γ -квантов. Ионизация другого объема осуществляется только γ -квантами. Представленная на рис. 10 схема включения позволяет измерять разность токов ионизации, возникающих в объемах камеры, которая пропорциональна плотности потоков нейтронов.

Нейтронные камеры применяют для контроля распределения энерговыделения по объему активной зоны и для определения полной мощности реактора. Камеры контроля энергораспределения стараются делать миниатюрными (диаметром несколько миллиметров и длиной 1 — 3 см), чтобы свести к минимуму искажение нейтронного поля. Их размещают в узких каналах в различных частях активной зоны. Камеры контроля мощности, которые используются

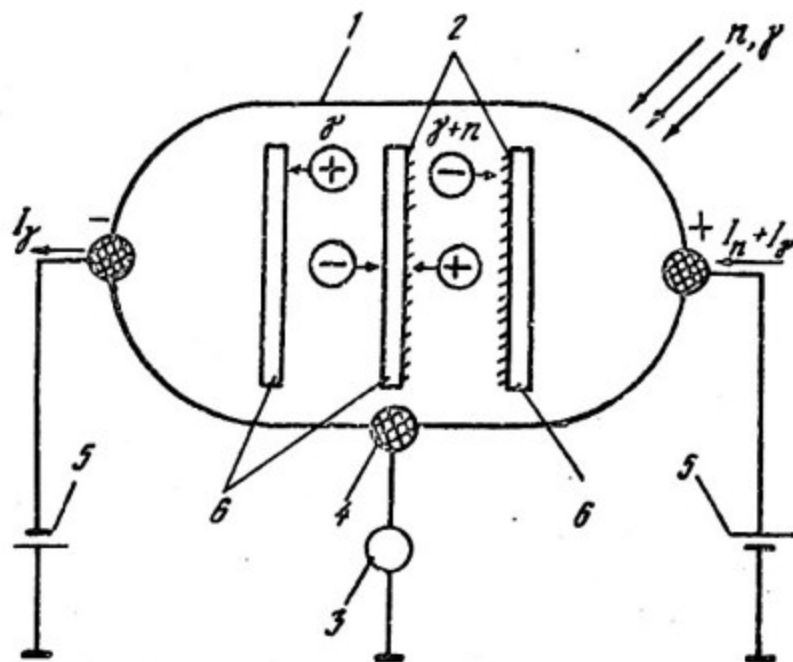


Рис. 10. Схема гамма-компенсированной нейтронной камеры: 1 — корпус; 2 — радиатор; 3 — измерительный прибор; 4 — изолятор; 5 — источник питания; 6 — электрод

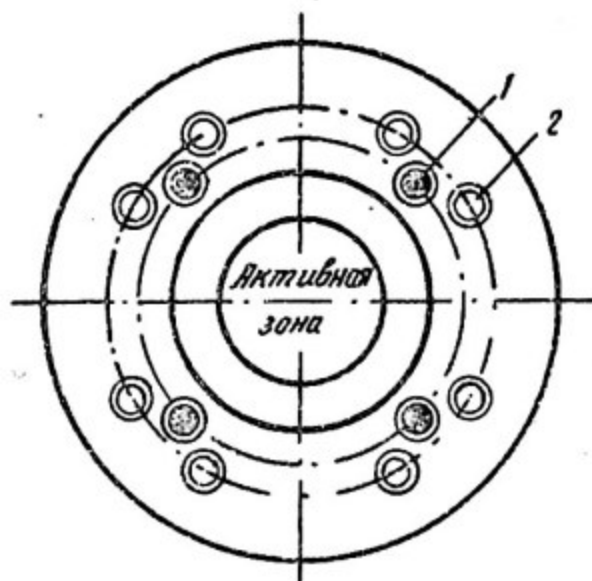


Рис. 11. Схема размещения ионизационных камер на Первой АЭС [14]: 1 — пусковые камеры; 2 — рабочие камеры

для управления реактором, устанавливают за пределами активной зоны, как правило, в биологической защите (рис. 11). В местах установки этих камер плотность потока нейтронов на 3–4 порядка ниже, чем в активной зоне, и обычно не превышает ($10^{10} - 10^{11}$) нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$. При таких плотностях потоков выгорание радиатора (бора или урана) и влияние излучения на электросопротивление изоляции мало. Поэтому изменением чувствительности камеры можно пренебречь. Для лучшего усреднения потока нейтронов утечки, регистрируемого детекторами контроля мощности, обычно используют несколько ионизационных камер, симметрично расположенных относительно центра активной зоны.

Абсолютная градуировка тока ИК в единицах мощности реактора производится с помощью теплотехнических измерений на различных уровнях мощности. Градуировка ИК на единичную плотность потока нейтронов может производиться с помощью активационных индикаторов.

По своему назначению ионизационные камеры контроля мощности реактора делятся на пусковые и рабочие.

Пусковые камеры обеспечивают измерение плотности потока нейтронов во время пуска реактора, т.е. увеличения мощности реактора от "нулевой" (соответствующей подкритическому состоянию) до мощности, равной 0,1 номинальной. Для пусковых камер условия работы определяются плотностью потока нейтронов, меняющейся в пределах от 1 до $10^6 - 10^9$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, и интенсивностью γ -излучения от долей Рентгена в час до 10^6 Р/ч. В качестве пусковых используют импульсные камеры деления и γ -компенсированные нейтронные токовые камеры.

Рабочие камеры служат для управления реактором в энергетическом диапазоне изменения мощности. Условия их работы определяются плотностью потока нейтронов $10^7 - 5 \cdot 10^{11}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ и интенсивностью гамма-излучения, достигающей 10^6 Р/ч. В качестве рабочих камер используют токовые γ -компенсированные нейтронные камеры. На больших уровнях мощности, когда относительный вклад γ -фона в показания ионизационных камер незначителен, могут использоваться нейтронные камеры без компенсации γ -фона.

В приложении 6 приведены характеристики некоторых нейтронных камер, выпускаемых отечественной промышленностью [15].

3.6. Нейтринный детектор

Как отмечалось в главе 2 ядерный реактор является мощным источником электронных антинейтрино ($\bar{\nu}_e$). Эти частицы образуются при β^- -распадах продуктов деления. Поток антинейтрино, излучаемых реактором, можно оценить из соотношения

$$\varphi_{\bar{\nu}} = \bar{\nu} W / \bar{E}_{\text{полн}}, \quad (3.13)$$

где $\bar{\nu}$ — среднее число антинейтрино, испускаемых в результате одного акта деления ($\bar{\nu} = 6$); $\bar{E}_{\text{полн}}$ — средняя энергия, выделяемая в акте деления ($\bar{E}_{\text{полн}} \approx 200$ МэВ).

Энергия, уносимая потоком антинейтрино, как видно из приложения 2, составляет около 5% от суммарного тепловыделения в реакторе и для энергетических реакторов достигает 50 — 150 МВт. Плотность потока антинейтрино на расстоянии R от центра активной зоны равна

$$f_{\bar{\nu}} = \bar{\nu} W / (4\pi R^2 \bar{E}_{\text{полн}}). \quad (3.14)$$

Для реактора тепловой мощностью $W = 1000$ МВт на расстояниях $R = 10 - 15$ м от центра активной зоны $f_{\bar{\nu}} \approx 10^{13}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$.

Как известно, нейтрино слабо взаимодействует с веществом. Регистрация антинейтрино может быть осуществлена с помощью реакции обратного β -распада на протоне



Сечение реакции (3.15) для спектра антинейтрино, излучаемых реактором, составляет $\sigma_{\bar{\nu}} = 10^{-19}$ барн. Порог реакции равен 1,8 МэВ. Образующиеся нейтроны имеют энергию порядка ~ 10 кэВ, так что практически весь избыток энергии $E_{\bar{\nu}}$ над порогом уносится позитроном. Таким образом, проблема измерения потока и спектра антинейтрино сводится к регистрации продуктов реакции (3.15) — нейтрона и позитрона. Для этой цели используют сцинтилляционные спектрометры, чувствительным объемом которых служит жидкость с большим содержанием водорода. Количество регистрируемых в единицу времени нейтринных событий равно

$$N_{\bar{\nu}} = f_{\bar{\nu}} \sigma_{\bar{\nu}} N_H V , \quad (3.16)$$

где N_H — число атомов водорода (протонов) в единице объема детектора, V — объем детектора. Соотношения (3.14) и (3.16) позволяют установить связь $N_{\bar{\nu}}$ с тепловой мощностью реактора:

$$W = \frac{4\pi R^2 \bar{E}_{\text{полн}}}{\bar{n} \sigma_{\bar{\nu}} N_H V} N_{\bar{\nu}} . \quad (3.17)$$

На рис. 12 приведена схема установки "Нейтринный детектор", работающей на втором блоке Ровенской АЭС с реактором ВВЭР-440. Мишенью для $\bar{\nu}_e$ и детектором позитронов и нейтронов, возникающих в реакции (3.15), служит жидкий сцинтиллятор на основе парафинового масла с добавкой органической соли гадолиния. Атомное соотношение водорода к углероду составляет 1,9. Регистрация акта взаимодействия антинейтрино с протоном осуществлялась путем определения задержанных совпадений между сцинтилляционным импульсом от позитрона (аннигиляционных γ -квантов) и импульса от радиационного захвата нейтрона гадолинием ($\sigma(n, \gamma) = 4,7 \cdot 10^4$ барн, $E(n, \gamma) = 8$ МэВ).

Корпус нейтринного детектора (см. рис. 12) емкостью 245 л изготовлен из прозрачного оргстекла. Две противоположные стенки корпуса имеют толщину 150 мм и служат световодами. Через эти световоды рабочий объем просматривается 24 фотоэлектронными умножителями. (ФЭУ расположены на лицевой и задней плоскостях детектора и на рисунке не показаны.) Помещение, в котором располагается детектор, защищено от излучения реактора слоем тяжелого бетона и облицовано сталью толщиной 160 мм. Слои воды 5 и борированного полиэтилена 2 служат для ослабления внешнего фона нейтронов. Сцинтилляционные пластины 3 и баки с жидким сцинтиллятором 4 системы антисовпадений предназначены для уменьшения числа случайных событий и коррелированного фона. (Коррелированный фон связан с генерацией космическими мюонами быстрых нейтронов. Быстрый нейтрон служит источником парных событий, имитирующих нейтринные: первый импульс в сцинтилляторе возникает от протона отдачи, а второй — от захвата замедлившегося нейтрона в гадолинии).

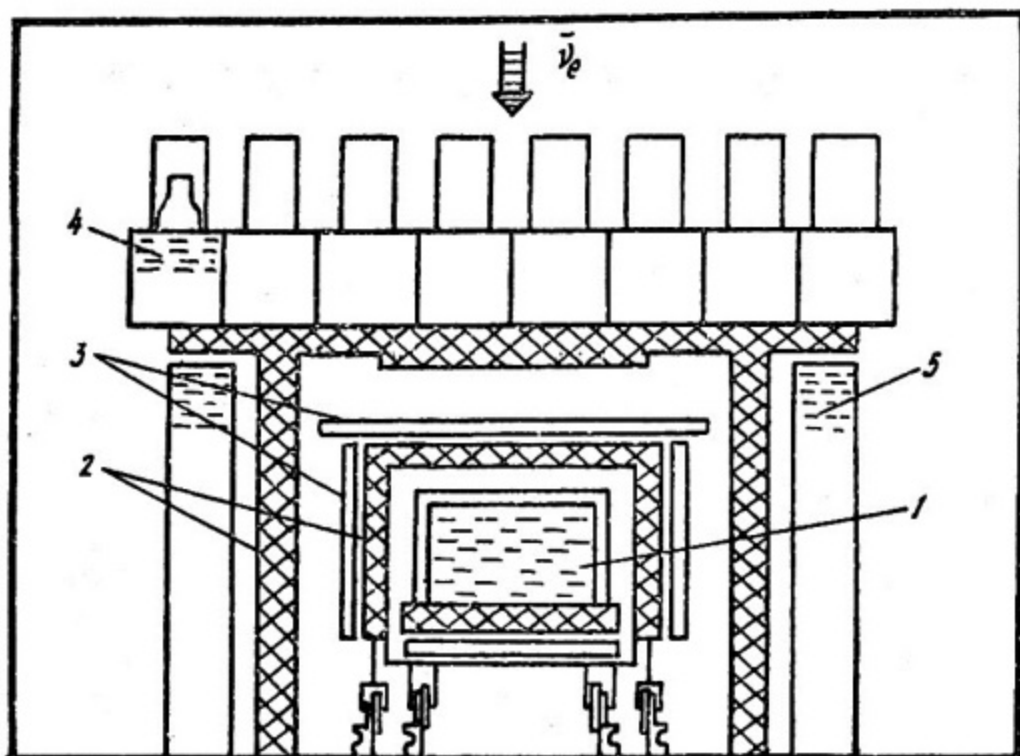


Рис. 12. Конструкционная схема нейтринного детектора [24]: 1 — жидкий органический сцинтиллятор; 2 — борированный полиэтилен; 3 — сцинтилляционные пластины антисовпадений; 4 — баки с жидким сцинтиллятором системы антисовпадений; 5 — вода

Система регистрации осуществляет следующую логику отбора событий. При появлении сигнала с амплитудой, соответствующей энергии (0,5 – 10) МэВ (позитронно-подобное событие), на время $\tau_0 = 200$ мкс открывается нормально запертая система регистрации второго события. Величина τ_0 равна 3–4 τ_n , где τ_n — время жизни нейтрона в системе. Второе событие регистрируется при условии, что его энергия лежит в интервале от 2,75 до 10 МэВ. Измерение случайного фона производится методом сдвинутых совпадений. По истечении периода "выдержки" $\tau_g = 6 - 8 \tau_n$ (считая от стартового сигнала), на время τ_0 повторно включается интервал счета нейтринно-подобных событий. Таким образом, случайный фон накапливается в ходе набора статистики. Информация, перечисленная выше, записывается при отсутствии запрета от системы антисовпадений. При появлении запрещающего импульса система регистрации блокируется на 8 мкс. Длительная блокировка (200 мкс) осуществляется только при появлении в самом детекторе импульса с амплитудой, превышающей 15 МэВ. Эффективность определения событий обратного β -распада с помощью принятой методики составляет около 30%, что позволяет регистрировать около 300 реакторных антинейтрино за 10^5 с.

В работах [7, 22, 24] показана возможность использования нейтринных методов для определения выгорания топлива и накопления плутония в ядерных реакторах.

Контрольные вопросы и задачи

1. Используя данные приложения 3 определить с какой точностью необходимо измерять расход в петле реактора ВВЭР-1000 для того, чтобы погрешность определения мощности петли теплотехническим способом не превысила 2%. Температура в горячих и холодных нитках петель измеряется платиновыми термометрами сопротивления, давление теплоносителя – датчиками типа "Сапфир".

2. Относительное изменение мощности реактора $\Delta W/W_0$ можно измерить с более высокой точностью, чем абсолютное значение мощности W_0 . С помощью описанного в разделе 3.2 калориметра на реакторе СМ-2 по результатам измерений $\Delta Q/Q_0$ определяли абсолютное значение тепловыделения в образце, соответствующее мощности W_0 . Предложите способ решения такой задачи.

3. Фольга из $^{55}_{25}Mn$ площадью 1 см и толщиной 0,005 см экспонировалась в течении нескольких суток в потоке тепловых нейтронов ($v_0=2200$ м/с) плотностью $2,5 \cdot 10^{10}$ нейтр./ (см²·с). Пользуясь данными приложения 4, вычислить активность фольги сразу после извлечения ее из потока.

4. Тонкая фольга из $^{115}_{49}In$ с массой 60 мг облучалась в течении 20 мин в потоке тепловых нейтронов ($v_0 = 2200$ м/с) плотностью 10 нейтр./ (см²·с). Сразу же после облучения фольга была мгновенно помещена в детектор. Пользуясь данными приложения 4, определить начальную скорость счета в детекторе, эффективность которого для β -частиц, испускаемых $^{116}_{49}In$ составляет 10%.

5. Детекторы прямого заряда ДПЗ-1М и ДПЗ-4П в течение года находились в потоке тепловых нейтронов плотностью $\varphi = 2 \cdot 10^{13}$ нейтр./ (см²·с). Оценить выгорание эмиттеров ДПЗ.

6. Величина тока, измеренного с помощью ионизационной камеры КНК-15 составляет 1,8 мА. Определить плотность потока нейтронов в месте расположения камеры.

7. Назовите несколько химических соединений, пригодных в качестве мишени нейтринного детектора.

Глава 4. КОНТРОЛЬ МОЩНОСТИ И РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ В ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРАХ

4.1. Водно-водяные реакторы

В настоящее время на АЭС с реакторами ВВЭР используется унифицированная система внутрореакторного контроля – система "Гиндукуш". Она позволяет определять следующие основные параметры энерговыделения [51]:

- энерговыработку реактора;
- достоверную тепловую мощность;
- скорость изменения мощности;
- среднее линейное энерговыделение твэлов;

- максимальный и средний коэффициент неравномерности тепловыделения по объему активной зоны;
- коэффициент неравномерности тепловыделения по радиусу для 7 слоев;
- отношение тепловой мощности верхней половины активной зоны к тепловой мощности нижней половины;
- средние, максимальные и минимальные значения тепловой мощности кассет;
- тепловые мощности петель реактора;
- тепловые мощности парогенераторов.

Оперативный контроль перечисленных параметров осуществляется на основе непрерывных синхронных измерений показаний датчиков, расположенных как непосредственно в активной зоне, так и за ее пределами.

Тепловая мощность реактора определяется пятью различными способами, а в качестве ее достоверной величины принимается средневзвешенное значение

$$W_p = \left(\sum_{i=1}^5 a_i W_i \right) / \left(\sum_{i=1}^5 a_i \right), \quad (4.1)$$

где W_i — тепловая мощность, определенная одним из пяти используемых способов, a_i — коэффициент, определяющий достоверность измерения i -м способом. Используются три теплотехнических способа измерения мощности (по параметрам 1-го контура, по параметрам 2-го контура — по подогреву в парогенераторе и по подогреву в подогревателях высокого давления), а также два способа на основе определения плотности нейтронного потока — по показаниям детекторов прямого заряда и по показаниям ионизационных камер. В табл. 4.1 приведены типы и количество датчиков для контроля тепловыделения каждым из перечисленных способов. На рис. 13 и 14 показано размещение внезонных и внутризонных детекторов.

Тепловая мощность реактора по параметрам первого контура W_1 определяется по формуле

$$W_1 = \sum_{j=1}^4 G_j (i_{\text{вых}j} - i_{\text{х}j}), \quad (4.2)$$

где G_j — расход теплоносителя через j -ю петлю первого контура, $i_{\text{вых}j}$ и $i_{\text{х}j}$ — энтальпия теплоносителя в горячей и холодной нитках j -й петли первого контура. Величина расхода теплоносителя определяется по перепаду давления на ГЦН, частоте напряжения питания ГЦН и его паспортным характеристикам. Энтальпия теплоносителя определяется по результатам измерения температуры и давления.

Температура на выходе из ТВС и в верхнем объеме реактора измеряется с помощью устанавливаемых в специальные чехлы хромель-алюмелевых термопар с изолированным спаем.

Так как подогрев теплоносителя в активной зоне ВВЭР составляет 30 — 40 °С при средней температуре 300° С, то к точности температурного контро-

Таблица 4.1

Датчики контроля тепловыделения в серийном реакторе ВВЭР-1000 [51]

Определяемый параметр	Измеряемая величина	Тип детектора	Кол-во датчиков
Подогрев теплоносителя в реакторе	Температура на вх. ТВС	ТХА-2076	95
	Температура на вых. из АЗ (под крышковой реак.)	ТХА-2076	95
	Температура хол. спаев термопар	ТСП	28
	Температура на вх. и вых. циркуляц. петель	ТХА-2076	16
		ТСП	8
	Перепад давления на ГЦН	"Сапфир-22ДД"	4
	Частота питания ГЦН	Ф-246	4
	Перепад давл. в реак. Давление над АЗ	"Сапфир-22ДД" "Сапфир-22ДИ"	1 3
Подогрев воды в парогенераторе	Температура пит. воды ПГ	ТСП-0879	4
	Давление пит. воды	"Сапфир-22ДД"	4
	Расход питат. воды ПГ (по перепаду давлений)	"Сапфир-22ДД"	4
	Давление пара в ПГ	"Сапфир-22ДИ"	4
	Перепад давления пара на ПГ	"Сапфир-22ДД"	4
Подогрев питательной воды в подогрев. высокого давления	Расход питат. воды в ПВД (по перепаду давлений)	"Сапфир-22ДД"	2
	Давление питат. воды	ТСП-0879	1
	Температура питат. воды после ПВД	ТСП-0879	4
	Температура питат. воды перед ПВД	ТСП-0879	4
Плотность потока нейтронов	Плотность потока тепловых нейтронов	ДПЗ-1М	448
	Плотность потока нейтронов утечки	КНК-17	12

ля предъявляются высокие требования (погрешность $< 0,3^{\circ}\text{C}$ [40]). Интенсивное γ -излучение в местах размещения датчиков температуры, необходимость обеспечения хорошего теплового контакта датчика с теплоносителем, уменьшение возмущений, вносимых датчиком в температурное поле, потребовали миниатюризации термопар (диаметр внешней оболочки не превышает 3 мм).

На входе и выходе из реактора в холодных и горячих нитках циркуляционных петель установлены платиновые термометры сопротивления и термопары. Давление над активной зоной и перепад давления в реакторе измеряются с помощью мембранных тензометрических манометров типа "Сапфир".

Тепловая мощность реактора по параметрам второго контура определяется из соотношений:

$$W_2 = \sum_{j=1}^4 G_j^{nb} [i_j' (1-x_j) + i_j'' x_j - i_j^{nb}]; \quad (4.3)$$

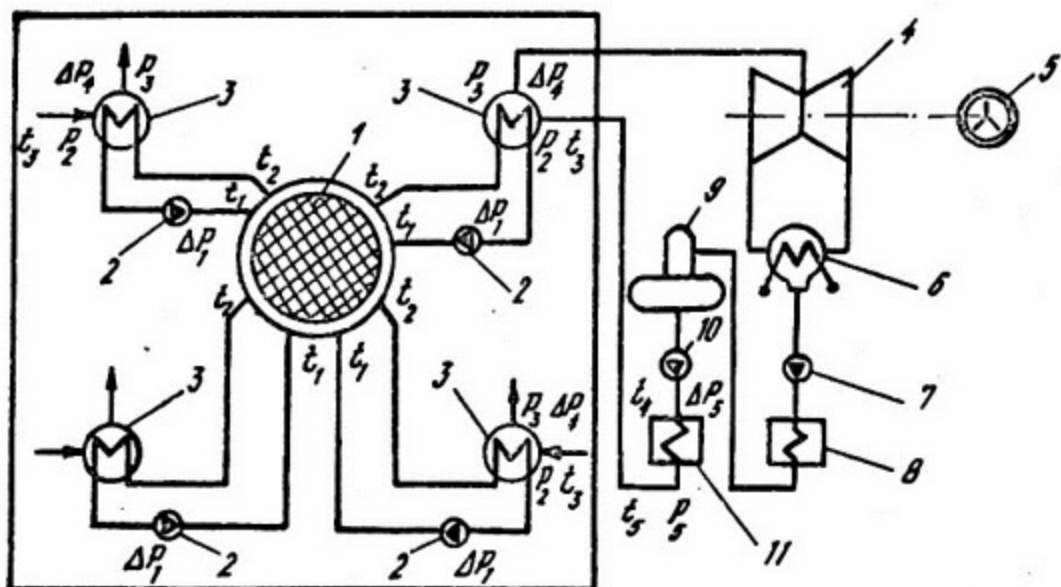


Рис. 13. Схема размещения врезонных датчиков теплотехнического контроля мощности реактора ВВЭР-1000 [46, 51, 56]: 1 — реактор; 2 — ГЦН; 3 — парогенератор; 4 — турбина; 5 — генератор; 6 — конденсатор; 7 — конденсатный насос; 8 — подогреватели низкого давления; 9 — деаэратор; 10 — питательный насос; 11 — подогреватели высокого давления; t_1 — температура на входе циркуляционных петель реактора; t_2 — температура на выходе циркуляционных петель реактора; t_3 — температура питательной воды ПГ; t_4 — температура питательной воды перед ПВД; t_5 — температура питательной воды после ПВД; ΔP_1 — перепад давления на ГЦН; P_2 — давление питательной воды ПГ; P_3 — давление пара ПГ; ΔP_4 — перепад давления в ПГ; ΔP_5 — перепад давления на ПН

$$W_3 = \sum_{k=1}^2 G_k^{пв} [i_{вмх_k} - i_{вх_k}] , \quad (4.4)$$

где W_2 и W_3 — мощность, определяемая по подогреву в парогенераторах и подогревателях высокого давления соответственно; $G_{пв}$ — расход питательной воды; i_j' и i_j'' — энтальпия воды и пара на линии насыщения на выходе из j -го парогенератора; $i_j^{пв}$ — энтальпия питательной воды на входе в j -й парогенератор; $i_{вмх_k}$ и $i_{вх_k}$ — энтальпия питательной воды на выходе и входе k -го подогревателя высокого давления. Для измерения температур и перепадов давления во втором контуре также используются платиновые термометры сопротивления и манометры "Сапфир" (табл. 4.1, рис. 13).

Для измерения распределения энерговыделения по объему активной зоны в системе внутриреакторного контроля используются детекторы прямого заряда. Измерительные зонды с ДПЗ — КНИ (каналы нейтронные измерительные) — устанавливаются в центральные трубки ТВС. КНИ серийных реакторов

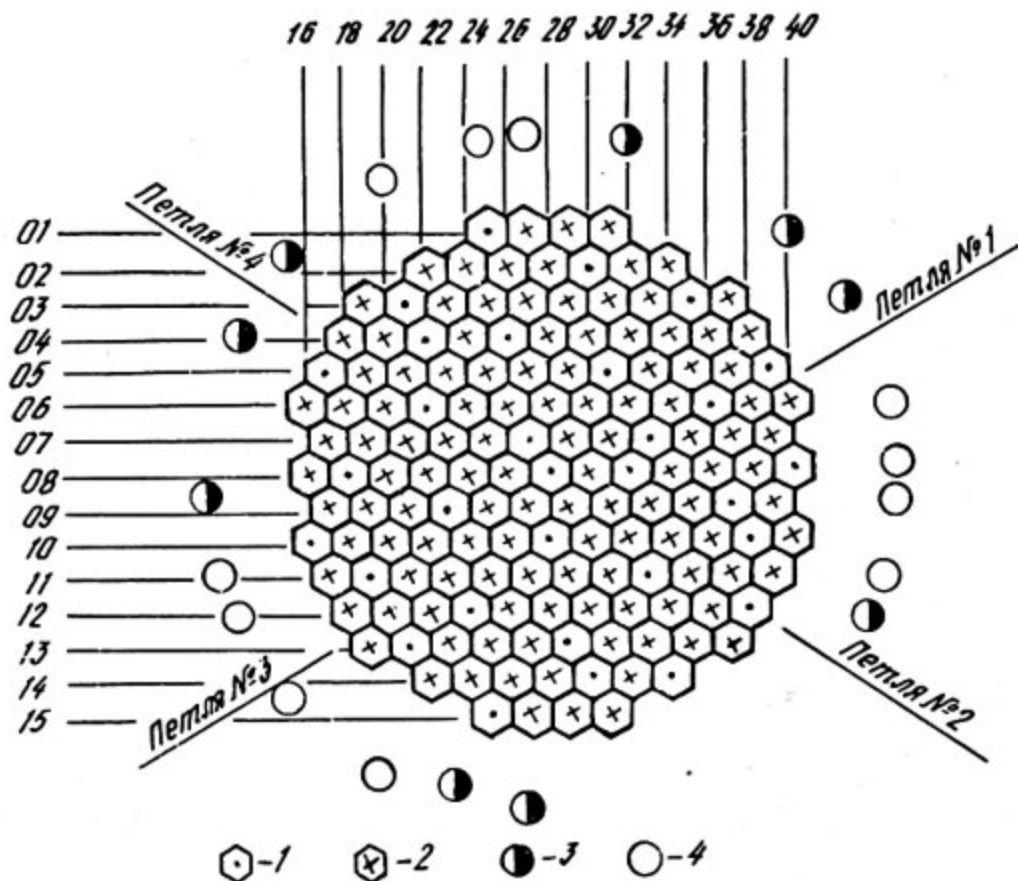


Рис. 14. Картограмма размещения детекторов энерговыделения реактора ВВЭР-1000 \bar{V} блока НВАЭС [18, 40]: 1 — ТВС с КНИ; 2 — ТВС с термопарами; 3 — пусковые ИК; 4 — рабочие ИК

ВВЭР-1000 (рис. 15) состоит из детекторной части 5, защитной арматуры 4 и миниатюрного разъема 1. Арматура 4 предназначена для защиты ДПЗ от механических воздействий и контакта с теплоносителем первого контура. В состав детекторной части входят семь ДПЗ, равномерно размещенных по высоте активной зоны, защитный экран 6, узел уплотнения 3 и семь линий связи 2, для которых использован кабель КМТС. Защитный экран предназначен для уменьшения фонового тока, возникающего в линиях связи 2 под действием β -излучения ДПЗ. С этой целью все семь детекторов располагают по одну сторону экрана, а их линии связи по другую сторону. В КНИ серийных реакторов ВВЭР используется семь ДПЗ-1М с эмиттером из родия, которые размещены равномерно по высоте активной зоны с шагом 438 мм (ВВЭР-1000) или 305 мм (ВВЭР-440). На некоторых АЭС с реактором ВВЭР-440 наряду с родиевым ДПЗ применяют ДПЗ-4П с ванадиевым эмиттером [14, 35]. Использование пары ДПЗ с разными эмиттерами позволяет измерять спектральные характеристики нейтронов, уточнять расчеты изменения изотопного состава топлива и выгорание датчиков.

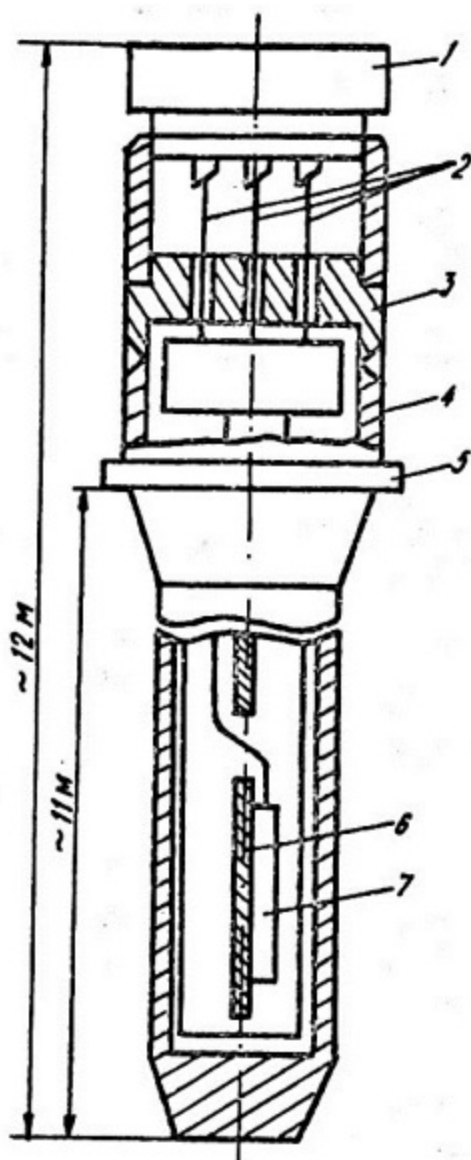


Рис. 15. Конструкция нейтронно-измерительного канала [51]: 1 — разъем РС-19, 2 — линии связи; 3 — уплотнение; 4 — защитная арматура; 5 — детекторная часть; 6 — защитный экран; 7 — ДПЗ

В активной зоне пятого блока НВАЭС, содержащей 151 ТВС установлено 31 КНИ (см. рис. 14), в реакторах ВВЭР-440 нового поколения на 349 ТВС приходится 36 КНИ. На серийных ВВЭР-1000 число таких зондов увеличено до 64. Все они размещены с учетом симметричного расположения ТВС (шесть секторов симметрии) относительно равномерно по сечению зоны, что необходимо для своевременного обнаружения каких-либо перекосов нейтронного поля.

Тепловая мощность по сигналам ДПЗ W_4 определяется по следующей формуле:

$$W_4 = C \left(\sum_{i=1}^{64} \sum_{j=1}^7 I_{ij} \right) / 448, \quad (4.5)$$

где I_{ij} — сигнал ДПЗ; C — коэффициент пропорциональности. Недостоверные показания I_{ij} , вышедших из строя ДПЗ, из расчета по формуле (4.5) исключаются.

В реакторах ВВЭР-440 плотность потока нейтронов изменяется от 10^{-1} до 10^{10} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, а в ВВЭР-1000 — от 10^{-1} до $6 \cdot 10^8$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$. Для контроля за плотностью потока нейтронов во всем диапазоне ее изменения используют ионизационные камеры. Каналы ионизационных камер располагаются в биологической защите за корпусом реактора (рис. 14). Так как ионизационные камеры фактически измеряют нейтроны утечки, для обеспечения достаточной представительности данных величину тепловой мощности W_5 получают усреднением показаний нескольких ионизационных камер:

$$W_5 = \left(\sum_{j=1}^m C_j^{HK} I_j^3 \right), \quad (4.6)$$

где I_j^3 — сигналы ионизационных камер энергетического диапазона; m — число неотбракованных сигналов ионизационных камер; C_j^{HK} — нормировочные коэффициенты. В реакторах ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 в диапазоне источни-

ка используются камеры КНК-15 (в импульсном режиме), в промежуточном и энергетическом диапазоне мощности используются соответственно камеры КНК-4, КНК-15 и КНК-3, КНК-17 (в токовом режиме).

Таким образом, соотношения (4.1) – (4.6) позволяют определить достоверную тепловую мощность реактора и другие интегральные характеристики тепловыделения в активной зоне.

Локальные характеристики тепловыделения в активной зоне определяются, главным образом, по показаниям внутризонных датчиков. Объемный коэффициент неравномерности энерговыделения в месте расположения ДПЗ определяют по формуле

$$k_{V_{ij}} = (C_{ij} \cdot I_{ij}) / W_4, \quad (4.7)$$

где W_4 определяется по формуле (4.5); ΔW – ("оффсет") – мера дисбаланса между средним энерговыделением в нижней (W_H) в верхней (W_G) половинах активной зоны – определяется из соотношения:

$$\Delta W = (W_H - W_G) / (W_H + W_G); \quad (4.8)$$

$$W_H = \sum_{i=1}^{64} \sum_{j=1}^3 C_{ij} \cdot I_{ij}; \quad (4.9)$$

$$W_G = \sum_{i=1}^{64} \sum_{j=4}^7 C_{ij} \cdot I_{ij}. \quad (4.10)$$

Наряду с вышеизложенными на некоторых реакторах ВВЭР используют и другие способы контроля энерговыделения.

На первом блоке Кольской АЭС с реактором ВВЭР-440 проводились измерения распределений активности по длине медной проволоки, вводимой в сухие каналы 12 ТВС. Полученная информация позволила составить библиотеку распределений потоков нейтронов по высоте активной зоны при изменении тепловой мощности, положения органов регулирования, выгорания топлива и концентрации борной кислоты [40].

На первом блоке Армянской АЭС с реактором ВВЭР-440, двух первых энергоблоках Южно-Украинской и Калининской АЭС используется радиационная система измерения мощности [1, 44]. Способ основан на регистрации активности теплоносителя, наведенной в результате реакции $^{10}B(n,p)^{10}B$, происходящей в активной зоне реактора. При распаде нуклида ^{10}B испускаются γ -кванты с энергией 6,13 МэВ, высокая энергия которых позволяет выделить активность ^{10}B на фоне полной активности теплоносителя. Гамма-счетчики устанавливаются в каждой циркуляционной петле на входе и выходе из реактора.

На втором блоке Ровенской АЭС с реактором ВВЭР-440 для определения энерговыработки применяются нейтринные методы [7, 22]. Спектральный анализ реакторных антинейтрино позволяет определять изменение состава делящихся изотопов в активной зоне реактора. Предполагается использование нейтринных детекторов для определения энергораспределения в активной зоне.

4.2. Атомная станция теплоснабжения

Контроль мощности реактора и распределение энерговыделения по объему активной зоны на атомных станциях теплоснабжения [50, 52] также предполагается осуществлять несколькими различными способами: по подогреву теплоносителя в реакторе, в промежуточном и сетевом контурах, по нейтронному потоку в активной зоне и в биологической защите реактора.

Схема расположения врезонных датчиков теплотехнического контроля мощности реактора по параметрам первого, промежуточного и сетевого контуров приведена на рис. 16. Методики определения мощности подобны рассмотренным в разделе 4.1.

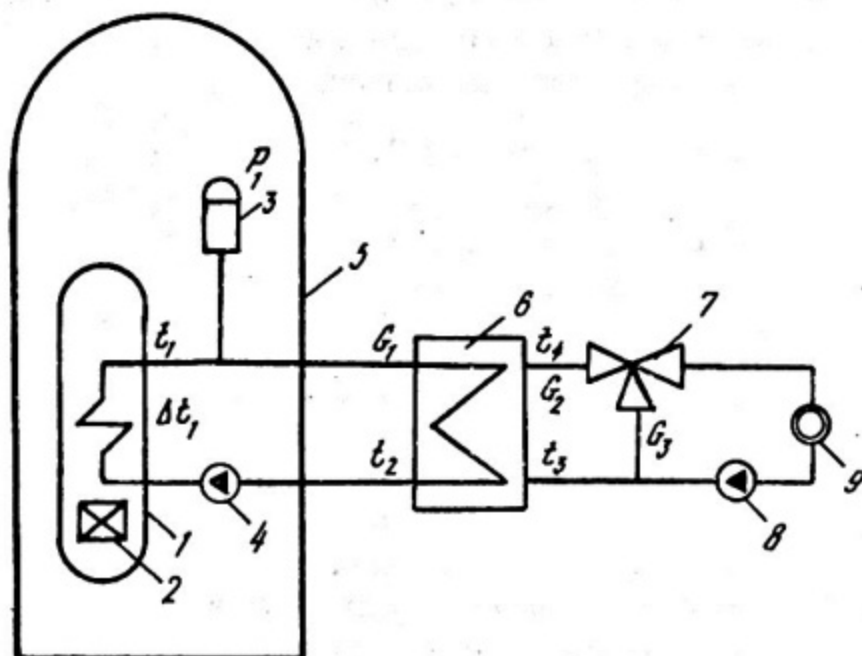


Рис. 16. Размещение врезонных датчиков теплотехнического контроля мощности РУ АСТ-500 [52, 56]: 1 — реактор; 2 — активная зона; 3 — компенсатор давления промежуточного контура; 4 — насос промежуточного контура; 5 — защитная оболочка; 6 — сетевой теплообменник (СТО); 7 — регулирующий клапан; 8 — сетевой насос; 9 — теплосеть. Измеряемые параметры: t_1 — температура теплоносителя на выходе из реактора; Δt_1 — перепад температур теплоносителя на выходе из реактора и входе реактора; t_2 — температура теплоносителя в промежуточном контуре на выходе из СТО; t_3 — температура теплоносителя в сетевом контуре на входе в СТО; t_4 — температура теплоносителя в сетевом контуре на выходе из СТО; P_1 — давление пара в компенсаторе давления промежуточного контура; G_1 — расход теплоносителя в промежуточном контуре; G_2, G_3 — расход теплоносителя в сетевом контуре

Для управления реактором Горьковской АСТ-500 предполагается использовать 12 ионизационных камер типа КНК-15-1 (рис. 17). Шесть подвесок ИК в наклонных чехлах предназначены для работы в пусковом и промежуточном диапазонах изменения мощности, шесть подвесок ИК в прямых чехлах — для работы в промежуточном и энергетическом диапазонах изменения мощности, три подвески ИК в прямых чехлах — резервные. Использование наклонных чехлов позволяет уменьшить нижний предел чувствительности ИК к нейтронному потоку. В пусковом и промежуточном диапазонах ($10^{-8} - 10^{-1}$) $W_{НОМ}$ камеры КНК-15-1 работают в импульсном режиме, а в энергетическом диапазоне изменения мощности — в токовом режиме.

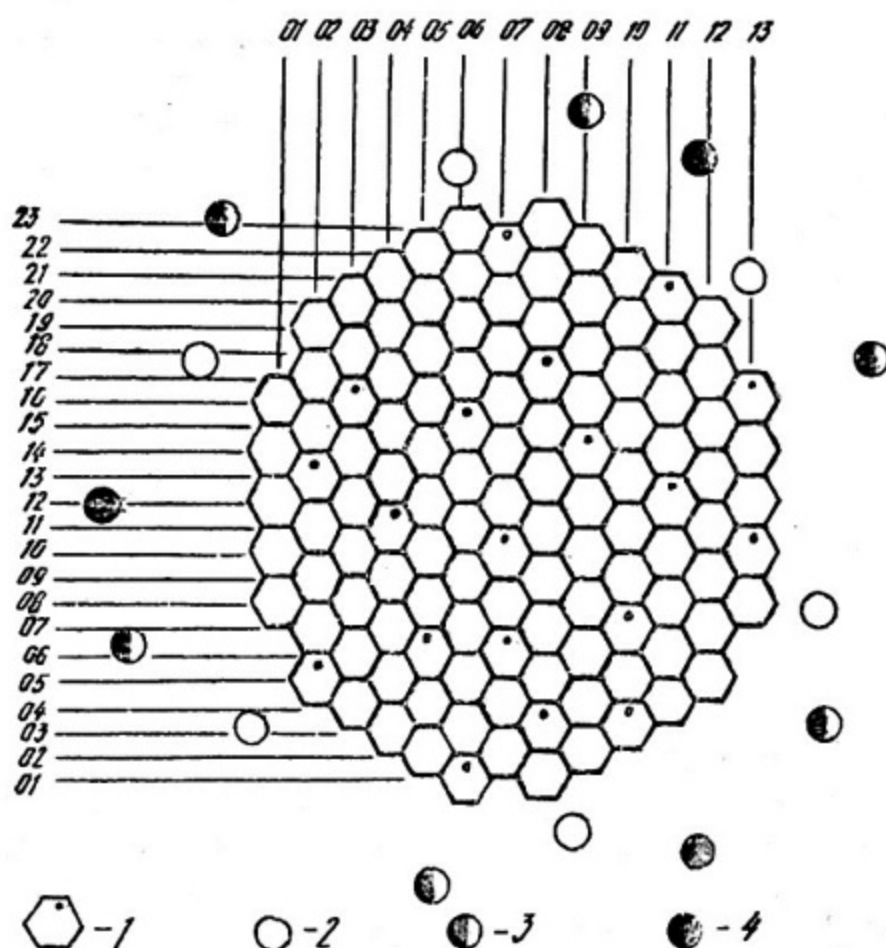


Рис. 17. Картограмма размещения детекторов энерговыделения реактора АСТ-500: 1 — ТВС с зондами ВРК; 2 — пусковые ИК в наклонных чехлах; 3 — рабочие ИК в прямых чехлах; 4 — резервные ИК в прямых чехлах

Охлаждение активной зоны РУ АСТ предполагается осуществлять за счет естественной конвекции однофазного или кипящего теплоносителя. Для реакторов с естественной циркуляцией распределение расхода теплоносителя в топливных кассетах существенно зависит от энергораспределения. Поэтому наряду с

внутриреакторными измерениями температуры и нейтронного потока большое значение имеет покассетный контроль расхода. Активная зона АСТ-500 состоит из 121 топливной кассеты (см. рис. 17). С учетом шестикратной симметрии контроль температуры, расхода и нейтронного потока предполагается осуществлять в 19 кассетах с помощью специальных измерительных зондов (рис. 18). Измерительный зонд внутриреакторного контроля РУ АСТ-500 включает:

- шесть детекторов прямого заряда с родиевыми эмиттерами, равномерно размещенных по высоте активной зоны;

- четыре термопары градуировки хромель-алюмель (одна термопара — для измерения температуры теплоносителя в индивидуальном тяговом участке на расстоянии (1,5 – 2) метра от верхнего края активной зоны, одна термопара — для измерения температуры воды на входе в активную зону, две термопары — для измерения скорости теплоносителя);

- медный термометр сопротивления — для измерения температуры свободных концов термопар;

- индукционный датчик для измерения числа оборотов турбинки;

- калибровочный канал, в который помещаются активационные детекторы.

Ресурс работы турбинного расходомера ограничен свойствами подшипников ротора и составляет около 700 часов. Турбинные расходомеры используются для тарирования в реакторных условиях корреляционных расходомеров [23]. Тарировочные измерения в начальный период работы установки позволяют связать скорость теплоносителя, определенную по показаниям термопар корреляционным методом, с расходом воды через топливную кассету, измеряемым турбинным расходомером. Ресурс работы корреляционного расходомера (термопар) составляет более полутора лет, что позволяет контролировать изменение расхода в кассетах в течении всей кампании реактора.

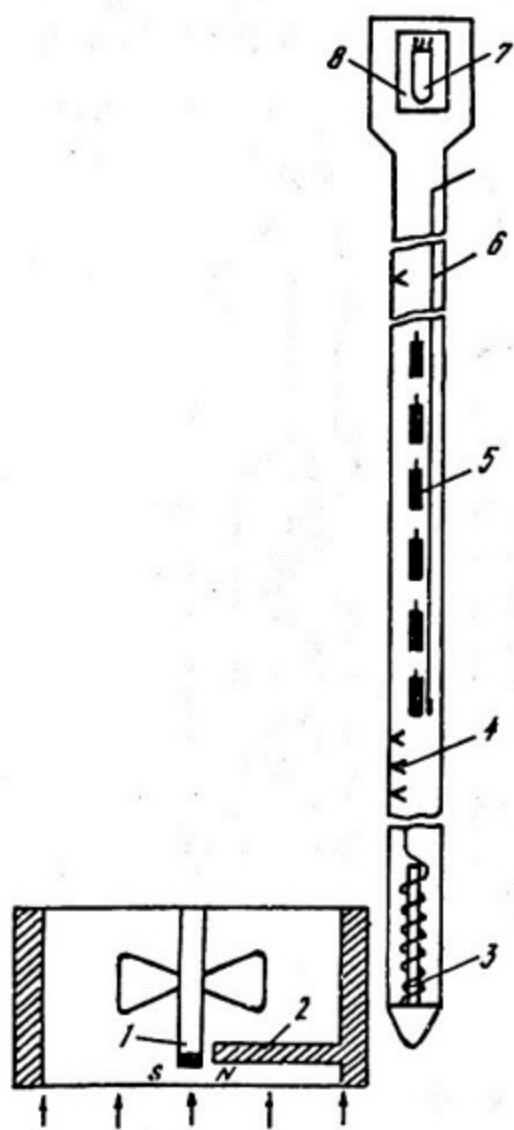


Рис. 18. Измерительный зонд РУ АСТ-500 [2]: 1 — турбинка; 2 — магнитопровод; 3 — чувствительный элемент магнитного расходомера; 4 — термопара; 5 — ДПЗ; 6 — калибровочный канал; 7 — термометр сопротивления; 8 — термостат

Синхронные измерения температуры теплоносителя термометром сопротивления и термопарами, расхода, а также нейтронного потока с помощью ДПЗ позволяют более надежно контролировать тепловую мощность кассет и распределение тепловыделения по радиусу и высоте активной зоны.

4.3. Канальные реакторы

Оперативный контроль распределения энерговыделения осуществляется по показаниям β -эмиссионных детекторов контроля ДКЭ, внутриреакторных и внезонных ионизационных камер [3, 16, 17, 18].

Поскольку предельно допустимая мощность ТВС реактора РБМК слабо зависит от относительного распределения тепловыделения по высоте, основное внимание уделяется контролю радиально-азимутального распределения тепловыделения.

Детекторы контроля энерговыделения по радиусу ДКЭ (р) реактора расположены в сухих центральных циркониевых трубах, внутренним диаметром 6,5 мм, размещенных вдоль оси ТВС по всей их длине. В качестве чувствительного элемента ДКЭ (р) используется β -эмиссионный детектор прямого заряда с эмиттером из серебра. Он представляет собой высокотемпературный кабель марки КДМС (с) с наружным диаметром 3 мм, центральной жилой из серебра диаметром 0,65 мм, оболочкой из коррозионно-стойкой стали и изоляцией из окиси магния толщиной 8 мм. Для защиты оболочки чувствительного элемента от коррозии корпус ДКЭ (р) заполнен инертным газом (аргоном). Среднее отношение мощности ТВС к току расположенного в нем ДКЭ (р) составляет 0,19 МВт/мкА на начало кампании. Конструкция детекторов допускает их замену как на работающем, так и на остановленном реакторе. Ресурс работы ДКЭ (р) в реакторе составляет 1000 эффективных суток.

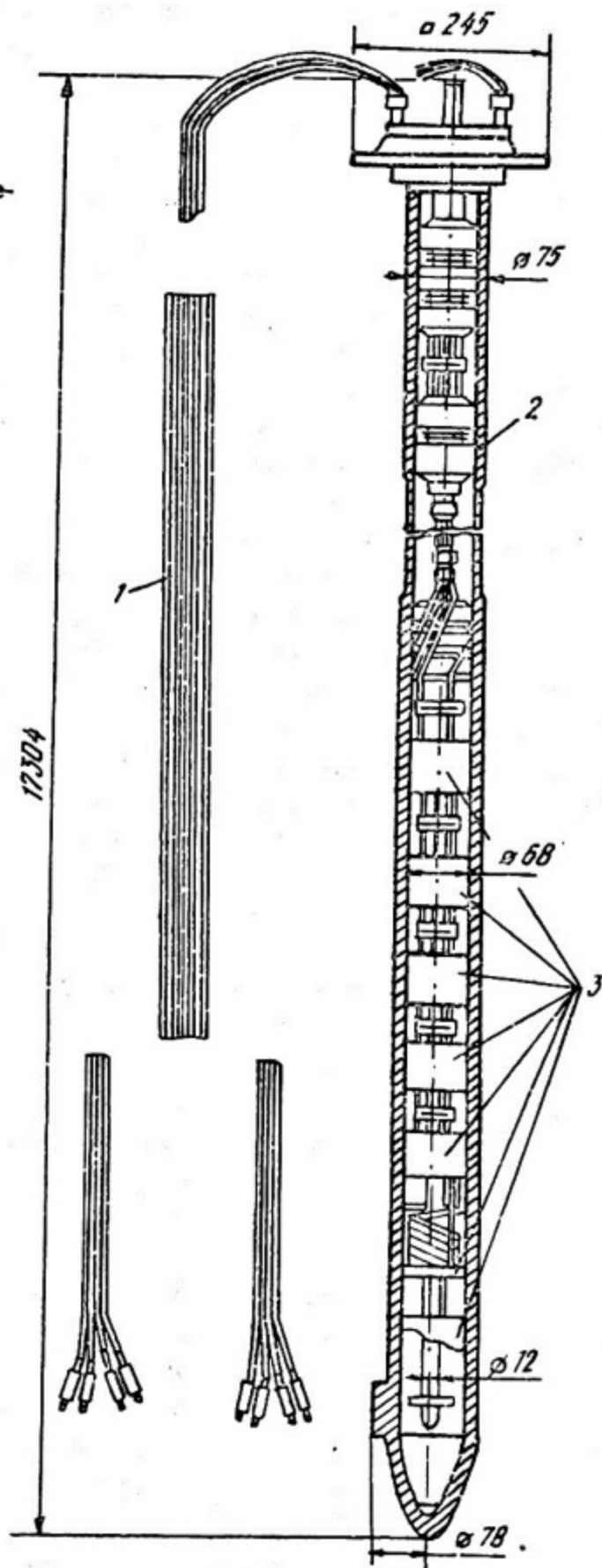
ДКЭ (р) проверяются методом сканирования остаточной γ -активности ТВС на остановленном реакторе. Измерения проводятся с помощью гамма-камер, длина чувствительной части которых равна высоте активной зоны. Гамма-камеры устанавливаются в центральных несущих трубах ТВС, расположенных рядом с ДКЭ (р). Периодичность γ -сканирования составляет около одного раза в год.

Контроль распределения энерговыделения по высоте активной зоны осуществляется детекторами ДКЭ (в). Каждый такой детектор представляет собой сборку, содержащую семь равномерно размещенных по высоте реактора β -эмиссионных детекторов из серебра, выполненных, как и ДКЭ (р), на основе кабеля типа КДМС (с). Чувствительные элементы ДКЭ (в) представляют собой спирали из этого кабеля диаметром 65 мм и высотой 105 мм. Общая длина кабеля в каждой из семи спиралей сборки составляет 2,6 м. Конструкция ДКЭ (в) показана на рис. 19. Детекторы размещены в сухой герметичной гильзе. Снаружи гильза охлаждается слоем проточной воды толщиной 7 мм с температурой

Рис. 19

Конструкция ДКЭ (в) [16]:

1 — кабель, 2 — герметичная труба, 3 — чувствительные элементы



на выходе из реактора не выше 95°C . Внутренняя полость гильзы заполнена в целях уменьшения радиационного разогрева смесью аргона и гелия. Конструкция детекторной сборки и канала позволяет проводить замену сборки как на работающем, так и на остановленном реакторе. Расположенная на оси гильзы трубка предназначена для периодической активации стальных или медных проволок, с целью проверки ДКЭ (в). Активность проволоки измеряется при ее перемещении через специальную коаксиальную γ -камеру, расположенную в реакторном зале. Эта же камера позволяет контролировать распределение активности по длине ТВС, извлеченных из реактора. Полученная информация используется для оценки средних относительных распределений энерговыделения по высоте реактора. Так же, как и для водо-водяных реакторов, в системе внутриреакторного контроля РБМК принята дискретная схема размещения датчиков энерговыделения (рис. 20). Активную зону реактора, в которой находится 1693 технологических канала, можно представить состоящей из 117 идентичных полячек (так называемых ячеек периодичности). На одну полячку приходится 14 каналов с ТВС. В одной изборок расположен ДКЭ (р). Соседняя ТВС используется под градуировочные гамма-камеры. На всех реакторах РБМК-1000, пущенных после Ленинградской АЭС, количество ДКЭ (р) увеличено до 130. В реакторах РБМК-1500 для контроля энерговыделения по радиусу установлено 125 β -эмиссионных детекторов нейтронов и 127 безынерционных комптоновских эмиссионных детекторов нейтронов с эмиттером, содержащим гафний. Дополнительные детекторы установлены на периферии реактора [17]. Детекторы контроля энерговыделения по высоте ДКЭ (в) расположены в 12 каналах равномерно распределенных по сечению активной зоны. В РБМК-1500 предусмотрен восьмисекционный ДКЭ (в), содержащий четыре установленные в особом измерительном канале триаксиальные малогабаритные ионизационные гамма-камеры [11]. В отличие от ДКЭ (в), применяемого в РБМК-1000, ДКЭ (в) реактора РБМК-1500 допускает замену отказавших камер, в том числе и на работающем реакторе.

Для контроля и управления общей мощностью РБМК предусмотрена специальная система, в которой в качестве детекторов использованы ионизационные камеры (см. поз. 3 – 5 на рис. 20).

Контроль общей мощности в пусковых режимах и на низких уровнях мощности проводится по трем импульсным камерам деления КНТ-31 (один из каналов на рис. 20 – резервный), расположенным в боковом отражателе. После достижения предельно допустимого для этих камер уровня мощности, они извлекаются из реактора. На промежуточных уровнях мощность контролируется по пусковым токам камер КНК-56, которые размещены за отражателем в баке боковой водяной защиты. На каналы, в которые помещены камеры КНК-56, установлены свинцовые цилиндрические экраны с толщиной стенки 80 см, что позволяет снизить поток γ -излучения на камеру примерно на два порядка. Это обеспечивает возможность измерения, начиная с более низких уровней.

Для регулирования и защиты в энергетическом диапазоне изменения мощности используются гамма-компенсированные камеры КНК-53М, которые также располагаются в баке боковой водяной защиты.

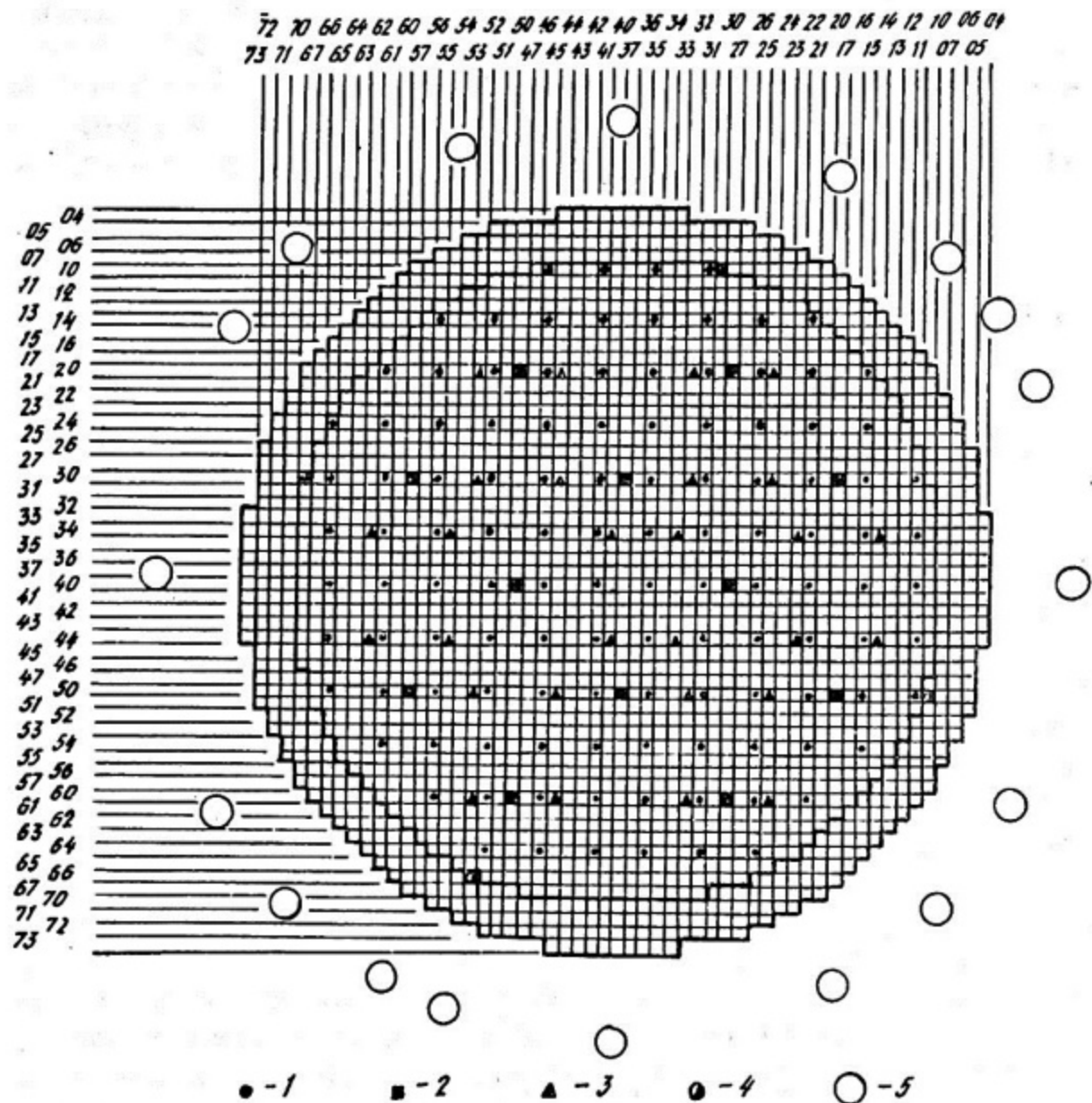


Рис. 20. Картограмма размещения детекторов энерговыделения реактора РБМК-1000 [16, 17]: 1 — ТВС с ДКЭ (р); 2 — канал с ДКЭ (в); 3 — ТВС с ИК КТВ-3; 4 — пусковые ИК; 5 — рабочие ИК

В качестве датчиков СУЗ РБМК используются также малогабаритные ионизационные камеры деления типа КТВ. Эти камеры используются в системе стабилизации энергораспределения по радиусу реактора. Диапазон работы камер КТВ находится в пределах от 1 до 100% номинальной мощности реактора. Рис. 21 иллюстрирует диапазоны контроля мощности РБМК-1000 ионизационными камерами.

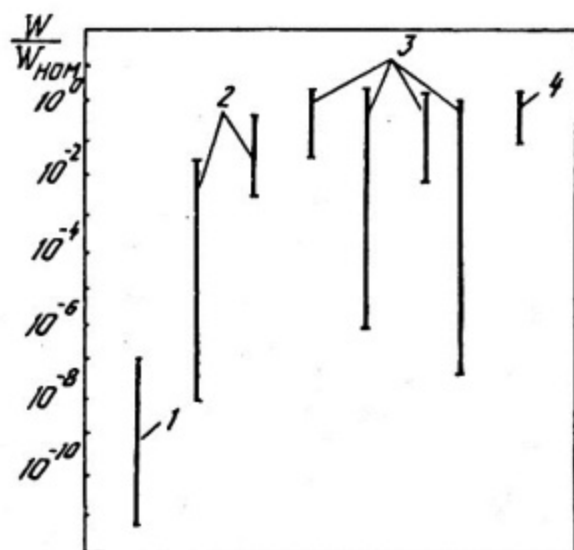


Рис. 21. Диапазоны контроля мощности РБМК-1000 ионизационными камерами:
1 — КНТ-31, 2 — КНК-56, 3 — КНК-53М, 4 — КТВ-3

Полная мощность РБМК контролируется по показаниям ДКЭ (р) и рабочих ионизационных камер, показания которых нормируются в соответствии с результатами теплотехнических измерений.

4.4. Реакторы на быстрых нейтронах

Общие принципы контроля мощности на быстрых реакторах с помощью внезонных детекторов совпадают с рассмотренными в разделах 4.1 и 4.2. Схема размещения внезонных детекторов измерения мощности для энергоблока с реактором БН-600 приведена на рис. 22.

Для оперативного контроля мощности используются ионизационные камеры. Поскольку режим работы ионизационных камер рассчитан на контроль потока тепловых нейтронов, детекторы устанавливаются внутри замедляющих (графитовых) блоков и располагаются в специальных нишах реактора сбоку или снизу активной зоны в местах, где температурные условия благоприятны для их нормальной работы. В отличие от тепловых реакторов, в реакторах на быстрых нейтронах все ИК расположены в одном месте вблизи друг от друга. Это связано с относительно большой удаленностью возможных мест размещения ИК от центра АЗ, имеющей малые размеры. В диапазоне источника используются нейтронные счетчики СНМ-18, СНМ-11 (БН-350, БН-600) и импульсные камеры КНТ-54 (БОР-60, БН-350, БН-600). В промежуточном и энергетическом диапазонах — гамма-компенсированные камеры КНК-15-1 (БН-600), КНК-56 (БН-350), КНК-53 (БОР-60).

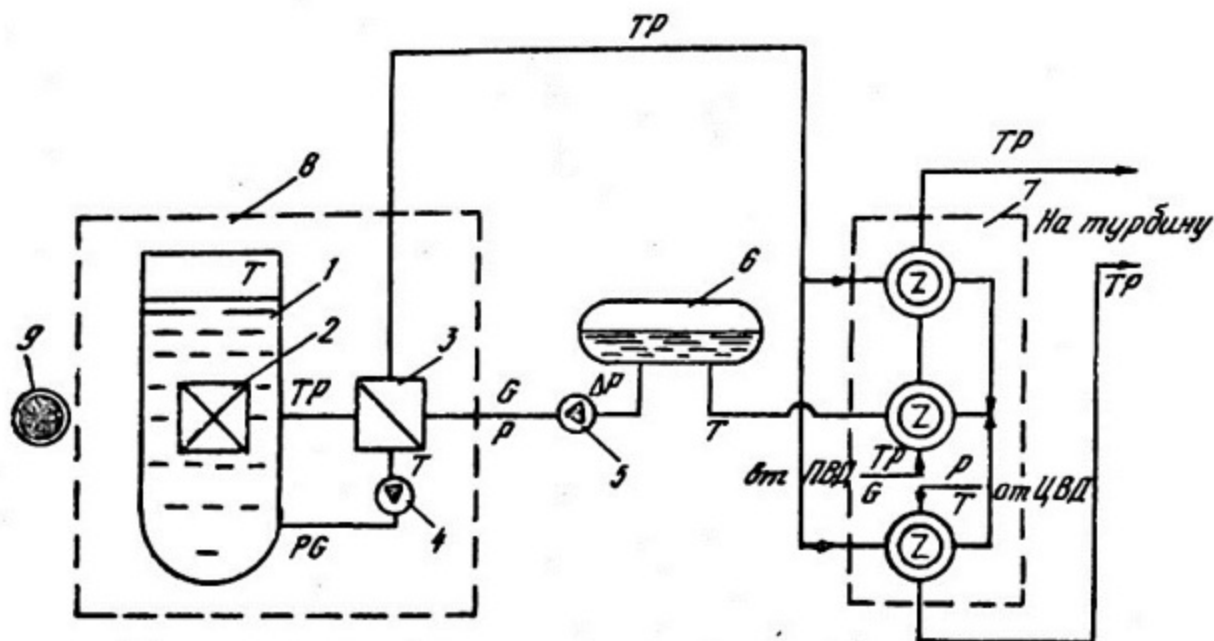


Рис. 22. Схема размещения врезонных датчиков контроля мощности АЭС с реактором БН-600 [46, 59]: 1 — реактор; 2 — активная зона; 3 — промежуточный теплообменник; 4 — ГЦН первого контура; 5 — ГЦН промежуточного контура; 6 — буферная емкость; 7 — парогенератор; 8 — бак реактора; 9 — ионизационная камера; P — давление, ΔP — перепад давления; T — температура; G — расход

В настоящее время разрабатываются новые типы ИК для контроля быстрых реакторов [4].

Объем теплотехнических измерений в контурах быстрых реакторов такой же, как и на других типах реакторов. Измеряются температуры и расход натрия по первому и второму контурам, перепады давлений (напоры) на ГЦН. В третьем (пароводяном) контуре осуществляются все традиционные измерения.

В качестве термодатчиков используются хромель-алюмелевые термопары и платиновые термометры сопротивления. В баке реактора БН-600 расположено 20 термопар. Из них 12 размещены в объеме натрия над головками кассет равномерно по сечению активной зоны.

Для защиты от коррозионного воздействия натрия термодатчики помещают в специальные чехлы. Использование защитных чехлов приводит к увеличению инерционности термодатчиков, а отказ от защитного чехла — к существенному снижению ресурса их работы.

Расход натриевого теплоносителя через реактор контролируется с помощью электромагнитных датчиков [9, 54, 57], устанавливаемых в каждой петле первого контура. Получили распространение расходомеры с постоянными магнитами, которые встраиваются в ГЦН на байпасных линиях небольшого ди-

аметра. Расход в первом контуре может быть также определен по частоте вращения, мощности и паспортным характеристикам ГЦН.

Высокие плотности нейтронного потока и уровни температуры в активной зоне быстрых реакторов определяют очень жесткие условия работы внутризонных детекторов. Организация оперативного внутриреакторного контроля энерговыделения в быстрых реакторах представляет серьезную научно-техническую проблему. Распределение энерговыделения по объему активной зоны в настоящее время весьма точно определяется при пусковых физических измерениях с помощью активируемых индикаторов [53], а в процессе эксплуатации — косвенно — по гамма-активности выгружаемых ТВС.

Контрольные вопросы и задачи

1. Пользуясь приложением 3, оценить максимальную температуру теплоносителя на выходе из кассет реактора ВВЭР-440, если изменение коэффициентов неравномерности тепловыделения за кампанию задано графиком, приведенным на рис. 3.

2. Рассчитать тепловую мощность ядерного реактора по параметрам рабочей среды 2-го контура: $G_{пв} = 120 \text{ м}^3/\text{ч}$, $t_{пв} = 170^\circ \text{С}$, $\rho_{пв} = 2,9 \text{ МПа}$, $t_{нагр} = 260^\circ \text{С}$.

3. Могут ли производные изменения мощности $\partial W/\partial t$, определенные теплотехническим способом и по показаниям ионизационных камер отличаться друг от друга?

4. Чем обусловлена необходимость покассетного контроля расхода теплоносителя на АСТ-500? Почему предполагается использовать два различных метода контроля расхода теплоносителя в кассете?

5. В чем заключаются преимущества объединения нескольких датчиков ВРК в измерительные зонды?

6. Каким образом определить абсолютное значение полной мощности реактора с кипящим теплоносителем?

7. Сформулируйте требования, которым должны удовлетворять внутризонные датчики на быстрых реакторах.

8. Эквидистантно по высоте активной зоны расположены N детекторов энерговыделения. С учетом резервирования детекторов шаг между ними выбран таким, что в случае отказа k соседних детекторов сохраняется допустимая точность восстановления высотного поля энерговыделения по показаниям $(N-k)$ работающих детекторов. Определить вероятность безотказной работы такой системы в течение кампании, если известно, что вероятность отказа одного детектора равна ρ_0 . Считать, что отказы детекторов являются случайными и независимыми в совокупности событиями.

Список использованной литературы

1. Автоматизированная радиационная система измерений параметров ВВЭР-1000 /С.А. Агапов, Л.Н. Богачек, В.Я. Грубман и др. //Ат. энергия. — 1987, т. 62, вып. 5, с. 307-311.
2. А.С. 1328848, МКИ³ 21С 17/00. Измерительный канал СВРК/ Е.Д. Аликин, Д.И. Конин, А.С. Кужиль и др. — Бюл. Открытия. Изобр., 1987, № 29.
3. Анализ использования алгоритма объемного контроля энергораспределения для решения эксплуатационных задач на АЭС с реакторами РБМК-1000/ В.А. Хотылев, Н.В. Шукин, А.А. Шкурпелов и др. //В сб.: Физика и методы расчета ядерных реакторов. М.: Энергоатомиздат, 1986, с. 67—72.
4. Артемьева И.В., Малышев Е.К., Стабровский С.А. Нейтронные ионизационные камеры для контроля быстрых реакторов. //Атом. техн. за рубежом, 1986, № 2, с. 10—15.
5. Бекурц К.Г., Виртц К. Нейтронная физика. М.: Атомиздат, 1968.
6. Боланд Дж. Приборы контроля ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1973.
7. Боровой А.А., Микаэлян Л.А. Нейтринные эксперименты на реакторе Ровенской АЭС. М.: МИФИ, 1986.
8. Владимиров В.И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов. М.: Энергоатомиздат, 1986.
9. Гидродинамика и теплообмен в атомных энергетических установках /В.И. Субботин, М.Х. Ибрагимов, П.А. Ушаков и др. М.: Атомиздат, 1975.
10. Горюнов В.К., Шевелев Я.В. Неопределенность физического расчета полей энерговыделения и ее уменьшение при использовании внутриреакторных измерений //Ат. энергия, 1984, т. 57, вып. 3, с. 153—157.
11. Градуировка контроля энерговыделения в ядерных реакторах типа РБМК/ Ю.И. Володько, О.К. Егоров, М.А. Лютов и др. //В сб.: Атомные электрические станции. Вып. 9. М.: Энергоатомиздат, 1987. с. 90—97.
12. Датчики реакторного контроля в ядерной энергетике /В.И. Субботин, В.В. Архипов, В.И. Авдонин, А.Ю. Цыганов. //В сб.: Проблемы реакторной теплофизики. М.: Энергоатомиздат, 1989, с. 5—8.
13. Дементьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы. М.: Энергоатомиздат, 1984.
14. Детекторы для внутриреакторных измерений энерговыделения. /М.Г. Мительман, В.Г. Дубовский, В.Ф. Любченко, Н.Д. Розенблюм. М.: Атомиздат, 1977.
15. Дмитриев А.Б., Малышев Е.К. Нейтронные ионизационные камеры для реакторной техники. М.: Атомиздат, 1975.
16. Доллежалъ Н.А., Емельянов И.Я. Канальный ядерный энергетический реактор. М.: Атомиздат, 1980.
17. Емельянов И.Я., Ефанов А.И., Константинов Л.В. Научно-технические основы управления ядерными реакторами. М.: Энергоиздат, 1981.

18. Емельянов И.Я., Воскобойников В.В., Масленов Б.А. Основы конструирования исполнительных механизмов управления ядерных реакторов. М.: Энергоатомиздат, 1987.
19. Загребяев А.М., Наумов В.И. Расчет отравления реактора по показаниям датчиков внутриреакторного контроля при работе в переменном режиме нагрузок // В сб.: Физика ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1981, с. 86–93.
20. Иванов В.И. Курс дозиметрии. М.: Атомиздат, 1978.
21. Иванов И.Н., Николаенко О.К. Активационный анализ по короткоживущим нуклидам. М.: Энергоатомиздат, 1987.
22. Измерение выгорания ядерного топлива в реакторе по нейтринному излучению /В.А. Коровкин, С.А. Коданев, А.Д. Ярыгин и др. // Ат. энергия, 1953, т. 56, вып. 4, с. 214–218.
23. Измерение расхода методом корреляции случайных сигналов термопар в контурах с естественной циркулирующей теплоносителя /В.М. Селиванов, А.Д. Мартынов, Ю.А. Сергеев и др. // Ат. энергия, 1977, т. 42, вып. 1, с. 49–52.
24. Измерение сечения обратного β -распада с помощью сцинтилляционного детектора на Ровенской АЭС /А.И. Афонин, С.А. Богатов, А.А. Боровой и др. // Ядерная физика, 1985, т. 42, вып. 5, с. 1138–1145.
25. Использование внереакторных детекторов для контроля мощности и ее распределения в реакторе /А. М. Лужнов, В.В. Морозов, Н.С. Орехова, С.Г. Цыпин // Ат техн. за рубежом, 1984, № 8, с. 19–22.
26. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальные методы физики реакторов. М.: Энергоатомиздат, 1984.
27. Калашникова В.И., Козодаев М.С. Детекторы элементарных частиц. М.: Наука, 1966.
28. Камерон И. Ядерные реакторы. М.: Энергоатомиздат, 1987.
29. Коляда В.М., Карасев В.С. Калориметрия излучений ядерного реактора. М.: Атомиздат, 1974.
30. Конструирование ядерных реакторов /И.Я. Емельянов, В.И. Михан, В.И. Солонин и др. М.: Энергоатомиздат, 1982.
31. Котов Ю.В., Кротов В.В., Филиппов Г.А. Оборудование атомных электростанций. М.: Машиностроение, 1982.
32. Крамер-Агеев Е.А., Трошин В.С., Тихонов Е.Г. Активационные методы спектрометрии нейтронов. М.: Атомиздат, 1976.
33. Крамеров А.Я., Шевелев Я.В. Инженерные расчеты ядерных реакторов. М.: Энергоатомиздат, 1984.
34. Кулаков Г.В., Малышев Е.К., Щетинин О.И. Вакуумные детекторы излучения. М.: Энергоатомиздат, 1982.
35. Ломакин С.С. Ядерно-физические методы диагностики и контроля активных зон реакторов АЭС. М.: Энергоатомиздат, 1983.
36. Ломакин С.С., Петров В.И., Самойлов Л.С. Радиометрия нейтронов активационным методом. М.: Энергоатомиздат, 1983.

37. Лысиков Б.В., Прозоров В.К. Термометрия и расходометрия ядерных реакторов. М.: Энергоатомиздат, 1985.
38. Изотопные корреляции в облученном топливе реакторов типа ВВЭР / *Nuclear Safeguards Technology 1978, vol II. - Vienna, 1982, IAEA-SM-231/142, p. 797-804.*
39. Мительман М.Г., Розенблюм Н.Д. Зарядовые детекторы ионизирующих излучений. М.: Энергоиздат, 1982.
40. Митин В.И. Технические средства внутриреакторного контроля на ВВЭР // *Ат. энергия*, 1986, т. 60, вып. 1, с. 7-11.
41. Нефедов В.Д., Текстер Е.Н., Торопова М.А. Радиохимия. М.: Высш. школа, 1987.
42. Овчинников Ф.Я., Семенов В.В. Эксплуатационные режимы водоводяных энергетических ядерных реакторов. М.: Энергоатомиздат, 1988.
43. Определение содержания изотопов урана и трансурановых элементов в отработанном топливе ВВЭР-365 / В.Я. Габескирия, В.В. Грызина, А.А. Зайцев и др. // *Ат. энергия*, 1978, т. 44, вып. 5, с. 446-448.
44. Определение ядерно-физических и теплофизических характеристик ВВЭР с помощью радиационных измерителей / В.В. Лысенко, А.И. Мусорин, А.И. Рымаренко, С.Г. Цыпин. М.: Энергоатомиздат, 1985.
45. Попов А.Ф. Системы управления и контроля ядерных реакторов. — М. — Л.: Госэнергоиздат, 1961.
46. Попов А.Ф. Теплотехнический контроль на атомных электростанциях. М.: Энергоатомиздат, 1986.
47. Преображенский В.П. Теплотехнические измерения и приборы. М.: Энергия, 1978.
48. Ракитин Н.Д., Сон В.В. Разработка систем диагностики на АЭС // *Ат. техн. за рубежом*, 1987, № 5, с. 3-10.
49. Сидоренко В.А. Вопросы безопасной работы реакторов ВВЭР. М.: Атомиздат, 1977.
50. Сидоренко В.А. АСТ-атомная станция теплоснабжения // *Наука и жизнь*, 1981, № 1.
51. Системы внутриреакторного контроля АЭС с реакторами ВВЭР. / В.А. Брагин, В.И. Батенин, М.Н. Голованов и др. М.: Энергоатомиздат, 1987.
52. Скворцов С.А., Сидоренко В.А. Об атомном теплоснабжении // *Ат. энергия*, 1980, т. 48, вып. 4, с. 224-228.
53. Спектрометрическая система измерения распределения нейтронных полей и полей энерговыделения реактора БН-600 / С.А. Агапов, М.Е. Глушковский, А.Б. Кошелев и др. // В сб.: *Атомные электрические станции*. Вып. 9. М.: Энергоатомиздат, 1987, с. 100-103.
54. Субботин В.И., Ивановский М.Н., Арнольд М.Н. Физико-химические основы применения жидкометаллических теплоносителей. М.: Атомиздат, 1970.

55. Тепловыделение в ядерном реакторе /Е.С. Глушков, В.Е. Демин, Н.Н. Пономарев-Степной, А.А. Хрулев. М.: Энергоатомиздат, 1985.
56. Тепловые схемы АЭС /А.А. Кирютин, А.А. Одинцов, Ю.Е. Похвалов и др. М.: МИФИ, 1986.
57. Технические проблемы реакторов на быстрых нейтронах /Ю.Е. Багдасаров, М.С. Пинхасик, И.А. Кузнецов и др. М.: Атомиздат, 1969.
58. Уолтер А.Е., Рейнольдс А.Б. Реакторы размножители на быстрых нейтронах. М.: Энергоатомиздат, 1986.
59. Усынин Г.Б., Кусмарцев Е.В. Реакторы на быстрых нейтронах. М.: Энергоатомиздат, 1985.
60. Филипчук Е.В., Потапенко П.Т., Постников В.В. Управление нейтронным полем ядерного реактора. М.: Энергоатомиздат, 1981.
61. Цыканов В.А., Самсонов Б.В. Техника облучения материалов в реакторах с высоким нейтронным потоком. М.: Атомиздат, 1973.
62. Шальман М.П., Плютинский В.И. Контроль и управление на атомных электростанциях. М.: Энергия, 1979.
63. Широков Ю.М., Юдин Н.П. Ядерная физика. М.: Наука, 1972.

Единицы измерения энергии, количества теплоты и работы [8]

Единица измерения	Дж	эВ	кВт·ч	кгс·м	ккал
Дж	1	$6,42 \cdot 10^{18}$	$2,78 \cdot 10^{-7}$	0,102	$23,9 \cdot 10^{-5}$
эВ	$1,6 \cdot 10^{-19}$	1	$4,44 \cdot 10^{-26}$	$1,6 \cdot 10^{-20}$	$3,8 \cdot 10^{-23}$
кВт·ч	$3,6 \cdot 10^6$	$2,25 \cdot 10^{25}$	1	$3,67 \cdot 10^5$	860
кгс·м	9,81	$6,12 \cdot 10^{19}$	$2,72 \cdot 10^{-6}$	1	$2,34 \cdot 10^{-3}$
ккал	$4,19 \cdot 10^3$	$2,61 \cdot 10^{22}$	$1,163 \cdot 10^{-3}$	427	1

Примечание: 1 эрг = 10^{-7} Дж; 1 эВ = $1,055 \cdot 10^{21}$ Дж; 1 т.у.т. = 7000 ккал = $2,93 \cdot 10^7$ Дж; 1 Б.Т.Е. = 1055 Дж; 1 С.Н.У. = $1,8991 \cdot 10^3$ Дж, 1 МВт·сут = $86,4 \cdot 10^9$ Дж (1 а.е.м. = $1,492436 \cdot 10^{-10}$ Дж = 931 МэВ, 1 г = $8,987 \cdot 10^{13}$ Дж).

Распределение выделяемой при делении энергии для различных нуклидов [55]

Нуклид	Энергия, МэВ									
	E_{β}	E_{α}	E_{π}	E_{γ}^{MH}	$E_{\gamma}^{\alpha\alpha}$	E_{β}	$E_{\beta\beta}$	E_{ν}	E_{ν}	$E_{полн}$
^{232}Th	3,39	158,2	4,70	8,0	8,57	8,33	8,6	11,4	207,8	193,0
^{233}U	0	165,8	4,87	8,0	5,85	5,68	9,1	7,8	207,1	199,3
^{234}U	2,36	165,6	5,34	8,0	6,36	6,18	10,3	8,5	210,3	199,4
^{235}U	0	166,2	4,8	8,0	7,2	7,0	8,8	9,6	211,6	202,0
^{236}U	2,82	165,7	5,33	8,0	7,70	7,5	10,4	10,3	215,0	201,8
^{238}U	3,10	166,9	5,5	7,5	8,4	8,9	11,1	11,9	220,2	205,2
^{237}Np	2,37	169,3	5,87	8,0	6,6	6,41	11,5	8,8	216,5	205,3
^{239}Pu	0	172	5,89	8,0	5,67	5,52	11,6	7,6	216,3	208,7
^{239}Pu	0	172,8	5,9	7,7	6,1	6,1	11,5	8,6	218,7	210,1
^{240}Pu	2,39	171,5	6,7	8,0	6,75	6,56	13,5	9,0	220,0	210,6
^{241}Pu	0	172,2	5,9	7,6	7,4	7,4	12,1	10,2	222,8	212,6
^{242}Pu	2,32	171,9	6,5	8,0	8,19	7,96	13,1	10,9	226,6	213,3

Тепловыделение в активных зонах энергетических реакторов
[16—18, 30, 31, 42, 52, 58, 59]

Тип реактора Характеристики	ВВЭР- 440	ВВЭР- 1000	РБМК- 1000	РБМК- 1500	БН- 350	БН- 600	АСТ-500
Тепловая мощность, МВт	1375	3000	3200	4800	1000	1470	500
Размеры АЗ: Эквивал. диам., м	2,88	3,16	11,8	11,8	1,5	2,06	2,8
Высота, м	2,46	3,56	7	7	1,06	0,75	3,0
Средняя энерго- напр. АЗ, кВт/л	84	107	4,2	6,3	486	550	27,4
Загрузка топл.г.	42	66	192	189	7,3	8,5	56,7
Число ТВС/кана- лов/ в АЗ	349	163	1693	1661	226	371	121
Обогащение топл., %	3,5	3,3—4,4	1,8—2,0	1,8—2,0	20	20	1,6—2,0
Теплоноситель	H_2O	H_2O	H_2O	H_2O	Na	Na	H_2O
Параметры тепло- носителя: Расход через ре- актор, т/ч · 10 ³	34,1	65,5	37,5	29	16,1	21,8	5,5
Температура на входе в АЗ, °С	270	290	270	270	300	377	130
Температура на выходе из АЗ, °С	300	320	284	284	500	550	144
Среднее паросо- держание на вы- ходе из АЗ	—	—	0,145	0,3	—	—	—
Давление, МПа	12,5	16,0	7,4	7,4	0,5	0,5	2,0

Свойства материалов, используемых в качестве индикаторов
в активационных экспериментах [5,55]

Элемент	$\sigma_a / \sigma_s, \delta$ ($v_0 = 2200$ м/с)	Изотопный состав, (%)	σ_{act}, δ ($v_0 = 2200$ м/с)	Радиоактивный изотоп (период полураспада)
Mn	$\frac{13,2 \pm 0,1}{2,3 \pm 0,3}$	^{55}Mn (100)	$13,2 \pm 0,1$	^{56}Mn (2,58 ч)
Co	$\frac{37,1 \pm 1,0}{7 \pm 1}$	^{59}Co (100)	$16,9 \pm 1,5$ $20,2 \pm 1,9$	^{60m}Co (10,4 мин) ^{60}Co (5,28 г.)
Cu	$\frac{3,81 \pm 0,3}{7,2 \pm 0,6}$	^{63}Cu (69,1) ^{65}Cu (30,9)	$4,41 \pm 0,2$ $1,8 \pm 0,4$	^{64}Cu (12,87 г.) ^{66}Cu (5,14 мин)
Ag	$\frac{64,5 \pm 0,6}{6 \pm 1}$	^{107}Ag (51,35) ^{109}Ag (48,65)	45 ± 4 $3,2 \pm 0,4$ 105 ± 15	^{108}Ag (2,3 мин) ^{110m}Ag (253 сут) ^{110}Ag (24 с)
In	$\frac{194 \pm 2}{2,2 \pm 0,5}$	^{113}In (4,23) ^{115}In (96,77)	56 ± 12 $2,0 \pm 0,6$ 160 ± 2 42 ± 1	^{114m}In (49 сут.) ^{114}In (72 с) ^{116m}In (54,12 мин) ^{116}In (14,10 с)
Dy	$\frac{940 \pm 20}{100 \pm 20}$	^{164}Dy (28,18)	2000 ± 200 840 ± 100	^{165m}Dy (1,3 мин) ^{165}Dy (140 мин)
Au	$\frac{98,5 \pm 0,4}{9,3 \pm 1,0}$	^{197}Au (100)	$98,5 \pm 0,4$	^{198}Au (2,695 сут)

Типы ДПЗ и их характеристики [39]

Тип	Наружный диаметр, мм	Эмиттер, мм		Чувствит. к нейтронам 10^{-20} , ($A \cdot cm^2 \cdot c$) / (м.нейтр.)		Чувствительность к γ -квантам 10^{-16} $\frac{A \cdot ч}{P \cdot м}$	Рабочая температура, °C
		матер. диам.		тепл.	надтеп.		
ДПЗ-1	1,8	Rh	0,8	21	63	19	65
ДПЗ-1м	1,3	Rh	0,5	13	33	12	650
ДПЗ-2п	1,8	Ag	0,8	9	38	21	650
ДПЗ-3м	1,3	Rh	0,5	13	33	12	650
ДПЗ-4п	1,8	V	0,8	1,5	0,53	-18	650
ДПЗ-7	6	Rh	0,5	13	33	12	650
ДПЗ-8	3	Ag	0,8	9	38	21	650
ДПЗ-9п	1,8	Rh	0,4	10	26	9,5	300
ДПЗ-11п	1,8	Rh	0,5	13	33	12	300
ДПЗ-12м	1,4	Ag	0,5	4,4	18	13	300
	1,4	Co	0,5	0,17	-	-0,3	650
	1,4	Pl	0,5	0,04	-	70	650

Типы и характеристики нейтронных ионизационных камер [5]

Тип камеры	Радиатор	Газ-наполнитель	Размеры, мм			Масса, кг	Чувствительность		Макс. раб. тем- пера, °С
			диа- метр	дли- на на чувст. части	длин- а		к тепл. нейтр.	к нейтр. деления, чению, импультс/нейтр/см ²	
КН-6-1	³ He	65% ³ He + 22,5% ⁴ He + 5% N ₂	50	257	104	0,62	1·10 ⁻¹⁴	—	400
КНТ-2	²³² Th	98% Ar + 2% N ₂	7	70	10	0,1	—	6·10 ⁻⁷	150
КНТ-5	²³⁵ U	98% Ar + 2% N ₂	7	70	5	0,1	5·10 ⁻⁴	—	150
КНТ-6	²³⁵ U	94% Ar + 2% ⁴ He + 4% N ₂	95	168	42	0,75	3,5·10 ⁻¹³	—	500
КНТ-8	²³⁸ U	98% Ar + 2% N ₂	7	70	10	0,1	—	2·10 ⁻⁶	150
КНТ-31	²³⁵ U	98% Ar + 2% N ₂	32	235	200	0,37	—	—	400
КНТ-54	²³⁵ U	98% Ar + 2% N ₂	50	242	220	0,65	—	—	400
КНТ-54-1	²³⁵ U	96% Ar + 2% N ₂ + 2% ⁴ He	50	191	76,4	0,55	1·10 ⁻¹³	—	400
КНК-3	¹⁰ B	95% ⁴ He + 5% N ₂	50	163	80,4	0,44	3,3·10 ⁻¹⁵	5·10 ⁻¹¹	400
КНК-3-1	¹⁰ B	95% ⁴ He + 5% N ₂	50	163	80,4	0,44	1,4·10 ⁻¹⁴	1,5·10 ⁻¹²	300
КНК-4	³ He	He	50	450	298	1,9	1·10 ⁻¹³	—	330
КНК-15	²³⁵ U	96% Ar + 2% N ₂ + 2% ⁴ He	50	259	176	0,7	1,8·10 ⁻¹³	1·10 ⁻¹¹	150
КНК-53М	¹⁰ B	94% ⁴ He + 6% N ₂	50	512	328	1,7	1,4·10 ⁻¹⁴	—	400
КНК-56	¹⁰ B	BF ₃	50	750	525	2,7	4·10 ⁻¹³	—	400
КНК-57М	¹⁰ B	94% ⁴ He + 6% N ₂	50	230	48	0,6	0,3·10 ⁻¹⁴	Регул. имп. напряжени- ем	200
								1,5·10 ⁻¹²	400

ОГЛАВЛЕНИЕ

Список основных обозначений	3
Принятые сокращения	4
Предисловие	5
Введение. Ядерный реактор как объект контроля	6
Предпосылки создания систем диагностики и контроля ядерных реакторов	6
Особенности измерений в реакторных условиях	6
Классификация измерений в ядерных реакторах	7
Глава 1. Тепловыделение в реакторе	9
1.1. Источники энерговыделения	9
1.2. Распределение тепловыделения в активной зоне энергетического реактора	11
Глава 2. Физические принципы контроля тепловыделения в реакторе ..	14
2.1. Принципы и методы контроля тепловыделения	14
2.2. Принципиальные отличия различных методов контроля	15
Глава 3. Датчики контроля тепловыделения	17
3.1. Датчики теплотехнического контроля тепловыделения по параметрам 1-го и 2-го контуров	18
3.2. Калориметры	19
3.3. Активационные индикаторы	21
3.4. Детекторы прямого заряда	23
3.5. Ионизационные камеры	24
3.6. Нейтринный детектор	28
Глава 4. Контроль мощности и распределения тепловыделения в энергетических реакторах	31
4.1. Водо-водяные реакторы	31
4.2. Атомная станция теплоснабжения	38
4.3. Канальные реакторы	41
4.4. Реакторы на быстрых нейтронах	45
Список использованной литературы	48
Приложение 1. Единицы измерения энергии, количества теплоты и работы	52
Приложение 2. Распределение выделяемой при делении энергии для различных нуклидов	53
Приложение 3. Тепловыделение в активных зонах энергетических реакторов	54
Приложение 4. Свойства материалов, используемых в качестве индикаторов в активационных экспериментах	55
Приложение 5. Типы ДПЗ и их характеристики	56
Приложение 6. Типы и характеристики нейтронных ионизационных камер	57

Виталий Владимирович Архипов,
Александр Сергеевич Тимонин

КОНТРОЛЬ И ИЗМЕРЕНИЯ В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ
(КОНТРОЛЬ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ)

Редактор Е.Г. Станкевич
Техн. редактор З.И. Хазова
Корректор А.В. Козырев

Тем. план 1989 г., поз. 33

Л. — 20783 Подписано в печать 2/III-89г. Формат 60 x 84 1/16
Печл. 3,75 Уч.-изд.л. 5,0+1 вкл. Тираж 280 экз. Изд. № 001-1 Цена 30 коп.
Заказ 2893

Московский инженерно-физический институт. Типография МИФИ.
115409, Москва, Каширское шоссе, 31