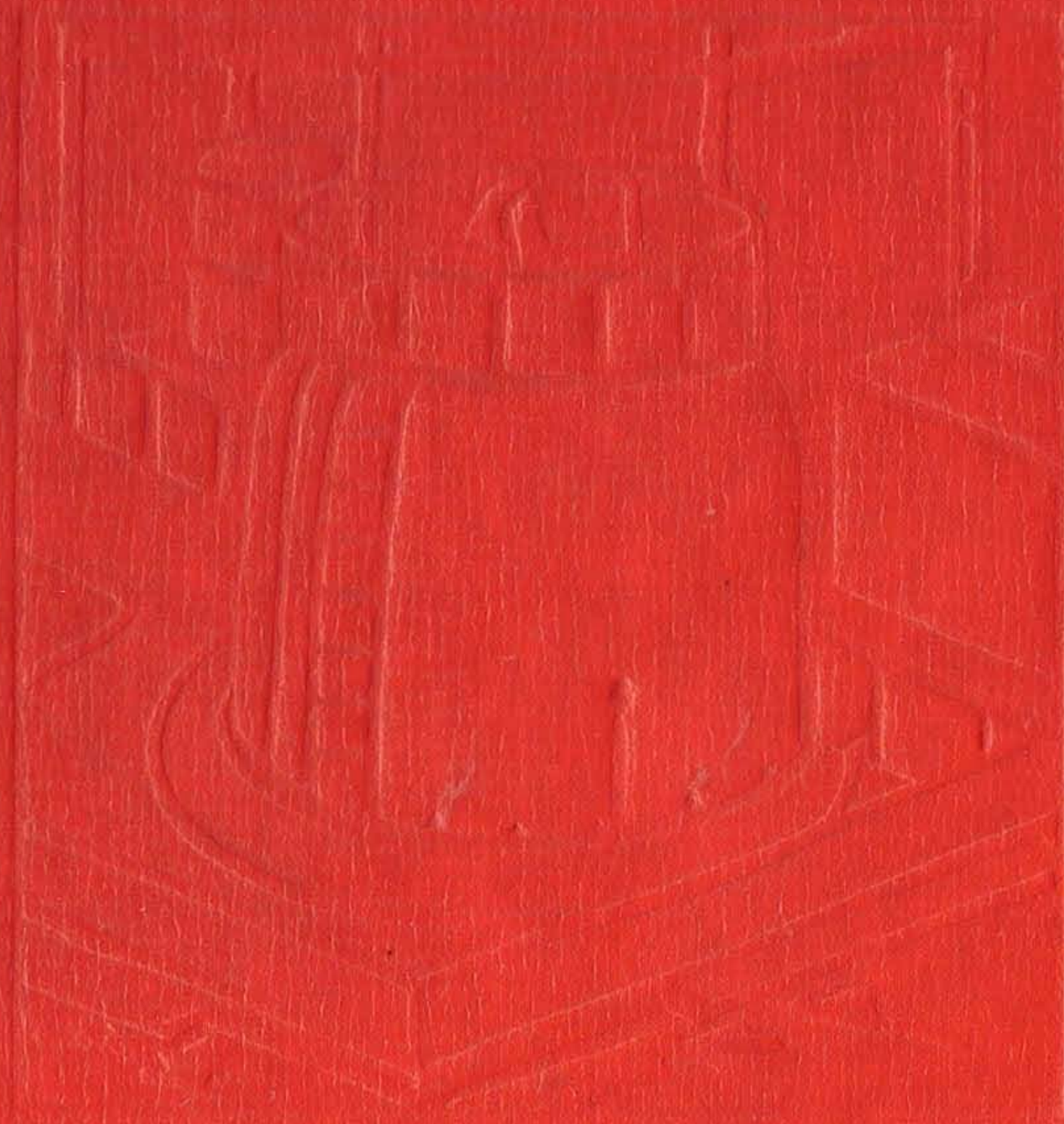


№ 10к

АТОМИЗДАТ

ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ РЕЖИМЫ ВОДО-ВОДЯНЫХ  
ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ  
РЕЖИМЫ  
ВОДО-ВОДЯНЫХ  
ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ  
ЯДЕРНЫХ  
РЕАКТОРОВ



ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ  
РЕЖИМЫ  
ВОДО-ВОДЯНЫХ  
ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ  
ЯДЕРНЫХ  
РЕАКТОРОВ



МОСКВА АТОМИЗДАТ 1977

Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1977 (Авт. Ф. Я. Овчинников, Л. И. Голубев, В. Д. Добрынин, В. И. Клочков, В. В. Семенов, В. М. Цыбенко), 280 с.

В книге рассмотрены основные эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических ядерных реакторов (ВВЭР) вместе с изложением основ нейтронно-физических, теплогидравлических и физико-химических процессов, протекающих в реакторах этого типа и обеспечивающих надежность, безопасность и экономичность эксплуатации АЭС. В основу рассмотрения эксплуатационных режимов положены данные для серийных реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.

Книга предназначена для инженерно-технических работников АЭС с реакторами типа ВВЭР. Она может быть полезна студентам энергетических специальностей вузов, а также студентам энергетических техникумов, где готовятся кадры для работы в области ядерной энергетики.

Рис. 71. Табл. 51. Список литературы 123 названия.

## ПРЕДИСЛОВИЕ

К настоящему времени опубликовано достаточно большое количество книг по физике, технике и технологии эксплуатации ядерных реакторов. Как правило, они носят обзорный характер и посвящены рассмотрению реакторов различных типов с различными замедлителями, теплоносителями, тепловыделяющими элементами, органами регулирования и аварийной защиты.

Программа развития ядерной энергетики СССР предусматривает строительство большого количества АЭС, где в качестве источника тепловой энергии должны использоваться водо-водяные энергетические реакторы (ВВЭР). В связи с этим приобретает особое значение обобщение сведений, полученных в процессе эксплуатации действующих ВВЭР. Некоторые специальные вопросы, связанные с эксплуатацией ВВЭР, частично затронуты в книге Ф. Я. Овчинникова и др. «Эксплуатация реакторных установок Нововоронежской АЭС», изданной Атомиздатом в 1972 г.

В предлагаемой читателю книге основное внимание уделено рассмотрению эксплуатационных режимов ВВЭР. Эксплуатационные режимы — понятие чрезвычайно широкое, основная их задача сводится к обеспечению надежности, безопасности и экономичности эксплуатации атомной электростанции.

В книге изложены основы нейтронно-физических, теплогидравлических и физико-химических процессов, протекающих в ВВЭР, а также систематизированы и обобщены отечественные и зарубежные данные по эксплуатационным режимам реакторов этого типа. При рассмотрении методов расчетного прогнозирования основных нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик ВВЭР авторы базировались на соответствующих разработках Института атомной энергии имени И. В. Курчатова. Эксплуатационные режимы изложены на примере отечественных реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Предполагалось, что читатель знаком с основами ядерной физики и принципиальным устройством ядерных энергетических установок. Книга может, по мнению авторов, служить пособием по подготовке или специализации инженерно-технического персонала АЭС, работающего как на оперативной эксплуатации реактора типа ВВЭР и различных его систем, так и в лабораториях соответствующего профиля. Она полезна также студентам энергетических, физико-технических и инженерно-физических специальностей вузов и учащимся энергетических техникумов, где готовят кадры для работы в области ядерной энергетики.

Авторы выражают признательность д-ру техн. наук С. А. Скворцову за ценные замечания, высказанные им при рецензировании книги. Авторы выражают благодарность работникам Нововоронежской АЭС имени 50-летия СССР Л. Г. Вдовиной, Ю. М. Саввину, Т. Ф. Пуговкиной и Н. М. Казьминой за большую помощь в оформлении рукописи.

## ВВЕДЕНИЕ

Ядерная энергетика, прошедшая большой путь развития за свой более чем двадцатилетний период существования, в настоящее время базируется в основном на реакторах на тепловых нейтронах, использующих природное или обогащенное урановое топливо, среди которых широкое распространение во всем мире, в том числе в СССР и странах СЭВ, получили водо-водяные энергетические реакторы (ВВЭР) [1, 2]. Основные сведения по конструкции оборудования реакторных установок и технологическим системам отечественных энергетических блоков с ВВЭР можно найти в опубликованной литературе [3—5].

Промышленное использование ВВЭР в отечественной ядерной энергетике началось 30 сентября 1964 г., когда был включен в энергосистему I блок Нововоронежской АЭС (НВАЭС) с реактором ВВЭР-210 [3—6]. Этот энергетический блок послужил опытно-промышленной базой для проверки правильности заложенных в нем научных и технических основ, проектно-конструктивного их осуществления и технологических режимов эксплуатации, связанных как с топливным и теплосиловым циклами, так и с вопросами обеспечения безопасности всего процесса превращения энергии деления в электричество. Аналогичные технические решения прошли эксплуатационную проверку и на другом реакторе первого поколения (ВВЭР-70), сооруженном в ГДР с участием СССР на АЭС «Райнсберг».

Научно-технические исследования, проведенные на I и более усовершенствованном II блоках [3], позволили перейти к проектированию и сооружению серийных энергетических блоков электрической мощностью 440 Мвт с реакторами ВВЭР-440 второго поколения. Головные энергетические блоки с реакторами ВВЭР-440 введены в эксплуатацию на Нововоронежской АЭС (III и IV блоки) в 1971—1972 гг. [5].

Опыт сооружения и освоение мощности энергетических блоков с реакторами ВВЭР-440, накопленный на НВАЭС, позволил осуществить начиная с 1973 г. программу ускоренного ввода в эксплуатацию серийных блоков этого типа на Кольской и Армянской АЭС, АЭС «Норд» в ГДР и «Козлодуй» в НРБ.

Новым этапом в развитии отечественной ядерной энергетики является энергетический блок электрической мощностью 1000 Мвт

с реактором ВВЭР-1000 третьего поколения с улучшенными технико-экономическими показателями [6, 7]. Головным блоком из этой серии является V блок НВАЭС.

Реактор	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Тепловая мощность, Мвт	1375	3000
Количество циркуляционных петель (насосов, парогенераторов), шт.	6	4
Расход теплоносителя через реактор, т/ч	34 000	57 000
Рабочее давление теплоносителя, кгс/см <sup>2</sup>	125	160
Средняя температура теплоносителя на входе в реактор, °С	267	288,7
Средний подогрев теплоносителя, °С	28,8	33,5
Поверхность теплоотдачи от твэлов, м <sup>2</sup>	3150	4850
Масса урана в активной зоне, т	42	66
Количество топливных сборок, шт.	349	151
Количество органов механической системы регулирования реактивности реактора, шт.	73	109
Высота корпуса реактора (без верхнего блока), м	11,8	10,88
Максимальный диаметр корпуса, м	4,27	4,57
Масса корпуса, т	200,8	304
Внутренний диаметр главных циркуляционных трубопроводов, мм	500	850
Парогенератор		
Производительность, т/ч	455	1470
Давление насыщенного пара, кгс/см <sup>2</sup>	47	64
Поверхность теплопередачи, м <sup>2</sup>	2500	5040
Турбогенератор		
Количество турбогенераторов, шт.	2	2
Давление насыщенного пара перед турбиной, кгс/см <sup>2</sup>	44	60
Давление в конденсаторе турбины, кгс/см <sup>2</sup>	0,035	0,06
Мощность турбогенератора, Мвт	220	500
Блок		
Электрическая мощность (брутто), Мвт	440	1000
К. п. д. брутто, %	32,0	33,3
» нетто, %	29,7	31,5

Безопасное ведение основного технологического процесса на АЭС обеспечивается совершенной конструкцией реакторов и строгим соблюдением режимов их эксплуатации, имеющих свою специфику. ВВЭР как источник тепловой энергии при производстве пара для турбогенераторов АЭС представляет собой «теплообменник» корпусного типа с внутренними источниками тепла. Тепло генерируют топливные элементы активной зоны, омываемые легководным замедлителем-теплоносителем, принудительно циркулирующим по петлям (100—200 кгс/см<sup>2</sup>) и при высокой температуре (порядка 300° С) и отдающим тепло парогенераторам [3].

С другой стороны, режим эксплуатации реактора и АЭС в целом должен учитывать ядерную специфичность отдельных звеньев процесса получения тепловой энергии в ВВЭР, среди которых следует отметить: цепную реакцию деления; тепловыделение в топливном элементе; отвод выделившегося тепла теплоносителем по двухконтурной схеме; циркуляцию водного теплоносителя в контуре высокого давления; ионизирующее излучение ядерного топлива и водного теплоносителя.

С целью повышения термодинамической эффективности паросилового цикла каждого поколения ВВЭР обеспечивалось повышение параметров II и соответственно I контуров, в связи с чем изменялись теплогидравлические и нейтронно-физические характеристики реакторной установки.

В период эксплуатации энергетических блоков с ВВЭР каждого поколения проверялись и уточнялись характеристики нейтронно-физических, теплогидравлических и физико-химических процессов, происходящих в реакторе, отрабатывались соответствующие режимы использования ядерного топлива и эксплуатации основного теплоэнергетического оборудования, а также методы контроля за их состоянием и работоспособностью.

Опыт эксплуатации ВВЭР различных поколений подтвердил правильность выбора научно-технических решений, заложенных в конструкцию, и режимы эксплуатации реакторов этого типа и показал, что они являются надежными и безопасными источниками тепловой энергии для АЭС, которые по своим технико-экономическим показателям по крайней мере конкурентоспособны с традиционными источниками электроэнергии [5—7].

§ 1.1. Деление тяжелых ядер

Основная ядерная реакция, обеспечивающая выделение энергии в реакторах, — реакция деления ядер урана (или плутония) при взаимодействии с нейтронами.

В ВВЭР, относящихся к классу реакторов на тепловых нейтронах, подавляющее большинство делений происходит при взаимодействии делящихся ядер с нейтронами тепловых энергий. Однако небольшая часть делений происходит также при взаимодействии с быстрыми нейтронами и нейтронами промежуточных энергий.

Возможность производства ядерной энергии определяется наличием в природе изотопа  $^{235}\text{U}$ , присутствующего в естественной смеси изотопов урана в незначительном количестве (всего 0,714%) и имеющего достаточно большую вероятность деления при взаимодействии с нейтронами. Существенно также высвобождение в процессе деления вторичных нейтронов, позволяющих осуществить цепную реакцию деления. Изотоп  $^{238}\text{U}$ , составляющий основную долю природного урана, самостоятельно не может обеспечить поддержание цепной реакции. Некоторые характеристики процесса деления тяжелых ядер приведены в табл. 1.1 и 1.2 [8—10].

Таблица 1.1

Некоторые характеристики деления ядер нейтронами и  $\gamma$ -квантами

Изотоп	$E_{\gamma}^{\text{пор}}$ , Мэв	$E_n^{\text{пор}}$ , Мэв	$E_n^{\text{св}}$ , Мэв
$^{233}\text{U}$	$5,18 \pm 0,27$	Т.О.	6,7
$^{234}\text{U}$	—	0,6	5,3
$^{235}\text{U}$	$5,31 \pm 0,25$	Т.О.	6,4
$^{236}\text{U}$	—	1,1	5,4
$^{238}\text{U}$	$5,08 \pm 0,15$	1,5	4,8
$^{237}\text{Np}$	—	0,6	5,4
$^{239}\text{Pu}$	$5,31 \pm 0,27$	Т.О.	6,4

Примечание.  $E_{\gamma}^{\text{пор}}$  — порог фотоделения;  $E_n^{\text{пор}}$  — порог деления на нейтронах;  $E_n^{\text{св}}$  — энергия связи нейтронов; Т.О. — область тепловых нейтронов.

Таблица 1.2  
Выход вторичных нейтронов при делении  
тепловыми нейтронами

Изотоп	$^{233}\text{U}$	$^{235}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$
$\nu$	2,62	2,54	3,02	2,96

Выход энергии при делении  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , Мэв:

	$^{235}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$
Кинетическая энергия:		
легких осколков деления	$99,8 \pm 1$	$101,8 \pm 1$
тяжелых осколков деления	$68,4 \pm 0,7$	$73,2 \pm 0,7$
нейтронов	4,8	5,8
Энергия $\gamma$ -излучения:		
в процессе деления	7,5	7,0
продуктов деления	6,8	6,2
Энергия $\beta$ -распада продуктов деления	7,8	8,0
Полная энергия без учета энергии нейтрино	195	202

Большое значение для физического пуска ядерного реактора имеют первичные нейтроны, находящиеся в подкритичной активной зоне, которые, размножаясь при уменьшении подкритичности, увеличивают нейтронный поток в активной зоне и способствуют выходу реакторов в критическое состояние (см. § 2.1 и гл. 3). Такие нейтроны могут прийти из космического пространства или образоваться в результате спонтанного деления тяжелых ядер, содержащихся в свежем или работавшем ядерном топливе (табл. 1.3 [11,12]).

Как видно из табл. 1.3, в свежем природном или малообогащенном урановом топливе основным источником нейтронов спонтанного деления является  $^{238}\text{U}$ . В работавшем ядерном топливе добавляется большое число других изотопов, испускающих нейтроны спонтанного деления. В связи с этим первоначальный нейтронный поток в заглушенном подкритическом реакторе, работавшем ранее, значительно больше, чем в реакторе, загруженном свежим ядерным топливом с ограниченным числом источников нейтронов спонтанного деления. Это обстоятельство имеет немаловажное значение для физического пуска реактора, поскольку чем больше первоначальный поток нейтронов в активной зоне, тем надежнее работают система нейтронного контроля, система управления и защиты реактора. Дополнительным источником пусковых первичных нейтронов в заглушенном, подкритическом водо-водяном реакторе, работавшем ранее, является фотоядерная реакция на дейтерии (см. § 1.3). Таким образом, при наличии нейтронов в самой активной зоне не требуется специальных пусковых источников нейтронов.

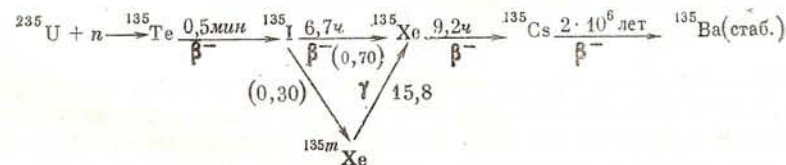
Таблица 1.3

Характеристики спонтанного деления

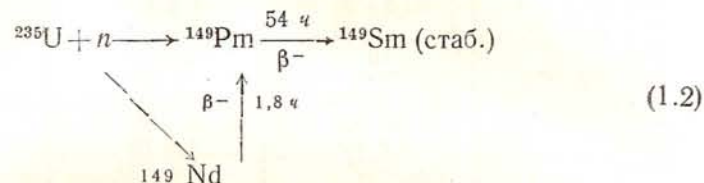
Изотоп	$n_f$	$T_{1/2}$ , годы	$\nu_s$
$^{233}\text{U}$	0,7	$3 \cdot 10^{17}$	—
$^{234}\text{U}$ (0,0057)*	12,7	$1,6 \cdot 10^{16}$	—
$^{235}\text{U}$ (0,714)*	1,08	$1,8 \cdot 10^{17}$	—
$^{236}\text{U}$	10	$2 \cdot 10^{16}$	—
$^{238}\text{U}$ (99,3)*	24,8	$8 \cdot 10^{15}$	2,30
$^{237}\text{Np}$	5	$4 \cdot 10^{16}$	—
$^{239}\text{Np}$	40 000	$5 \cdot 10^{12}$	—
$^{238}\text{Pu}$	$5,8 \cdot 10^7$	$3,5 \cdot 10^9$	—
$^{238}\text{Pu}$	$4 \cdot 10^6$	$4,9 \cdot 10^{10}$	2,28
$^{239}\text{Pu}$	36	$5,5 \cdot 10^{15}$	—
$^{240}\text{Pu}$	$1,6 \cdot 10^6$	$1,2 \cdot 10^{11}$	2,23
$^{242}\text{Pu}$	$2,9 \cdot 10^6$	$6,7 \cdot 10^{10}$	2,28
$^{241}\text{Am}$	14 000	$1,4 \cdot 10^{13}$	—

\* В скобках указано содержание данных изотопов в природной смеси, %;  $n_f$  — число делений на 1 г в 1 ч;  $\nu_s$  — среднее число нейтронов на акт спонтанного деления.

Под действием  $\gamma$ -квантов достаточно большой энергии в реакторе происходит также и процесс деления тяжелых ядер, в результате которого образуются осколки деления— ядра различных изотопов средней части периодической системы. Всего среди продуктов деления насчитывается более 250 изотопов [13]. Осколочные элементы, как правило, перегружены нейтронами и поэтому нестабильны. Для радиоактивного перехода осколка в стабильный элемент одного распада обычно недостаточно, и поэтому существуют цепочки распадов. В настоящее время имеются достаточно полные справочники по цепочкам распада [12, 13]. В начальный период происходит быстрый спад активности осколков деления, обусловленный распадом короткоживущих элементов, в дальнейшем активность определяется долгоживущими изотопами и спад ее замедляется. Поглощение нейтронов осколками и продуктами их радиоактивного распада весьма существенно для работы реакторов. Особое значение имеет радиоактивный изотоп  $^{135}\text{Xe}$ , обладающий большим поперечным сечением поглощения тепловых нейтронов (см. § 4.2).  $^{135}\text{Xe}$  образуется в основном по следующей цепочке распада (с указанием периодов полураспада) [12]:



$^{135}\text{Te}$  образуется непосредственно при делении  $^{235}\text{U}$  и имеет выход 6,41% [12]. Непосредственный выход  $^{135}\text{Xe}$  при делении  $^{235}\text{U}$  составляет 0,24% [10]. Аналогичную роль в реакторе (см. § 4.2) играет изотоп  $^{149}\text{Sm}$ , у которого сечение поглощения тепловых нейтронов значительно меньше, чем у  $^{135}\text{Xe}$ .  $^{149}\text{Sm}$  образуется по следующей схеме:



Предшественник  $^{149}\text{Sm}$  — изотоп  $^{149}\text{Pm}$  образуется в результате распада  $^{149}\text{Nd}$ , выход которого при делении  $^{235}\text{U}$  равен 1,13% [12].

Стабильные и долгоживущие изотопы, на которых заканчиваются радиоактивные цепочки превращения осколков деления — так называемые шлаки, также в ряде случаев поглощают нейтроны (табл. 1.4) [14]. (Роль шлаков при работе реактора рассматривается в § 4.2.) Образовавшиеся осколки деления испытывают многочисленные радиоактивные превращения и вступают в ядерные реакции с нейтронами. Возможны также и другие ядерные реакции (с  $\alpha$ -частицами и др.), однако вероятность их невелика, и практического значения для работы реактора они не имеют. Среди продуктов распада осколков деления имеется несколько  $\alpha$ -активных изотопов  $^{142}\text{Ce}$ ,  $^{144}\text{Nd}$ ,  $^{147}\text{Sm}$ .

Таблица 1.4

Некоторые характеристики шлаков деления  $^{235}\text{U}$

Изотоп	$^{149}\text{Sm}$	$^{157}\text{Gd}$	$^{155}\text{Eu}$	$^{113}\text{Cd}$	$^{151}\text{Sm}$	$^{88}\text{Kr}$	$^{90}\text{Tc}$	$^{103}\text{Rh}$	$^{131}\text{Xe}$	$^{131}\text{Nd}$	$^{152}\text{Sm}$	$^{159}\text{Eu}$
Выход, %	1,3	0,0074	0,03	0,014	0,445	0,62	6,2	2,9	2,9	6,2	0,28	0,14
$\sigma_T^c$ , барн	$7,45 \cdot 10^4$	$2 \cdot 10^5$	$1,4 \cdot 10^4$	$1,95 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^5$	205	100	150	120	290	140	420

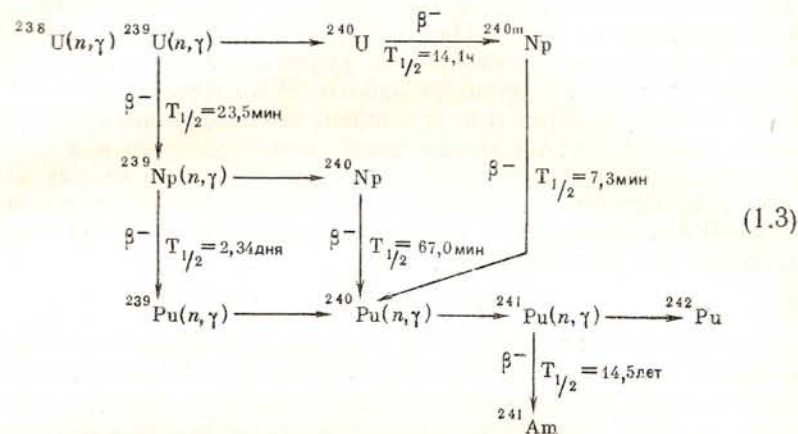
\*  $\sigma_T^c$  — сечение захвата тепловых нейтронов.

## § 1.2. Ядерные превращения изотопов урана и трансурановых элементов

Изотопы урана при взаимодействии с нейтронами, кроме деления, могут превращаться в другие изотопы урана, а также в трансурановые элементы [15—17], важнейший из которых — плутоний, так как реакция получения делящегося на тепловых нейтронах

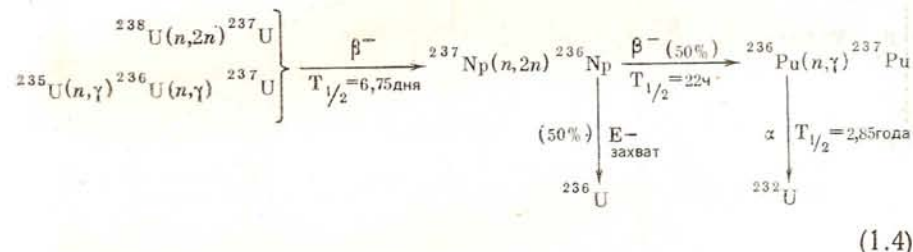
$^{239}\text{Pu}$  имеет первостепенное значение для максимального использования энергетического потенциала природного урана.

Схема основных каналов реакций, приводящих к получению изотопов плутония в ядерных реакторах, имеет следующий вид [17]:

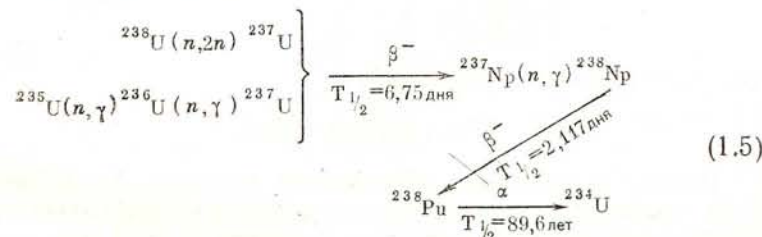


Взаимодействие  $^{238}\text{U}$  с нейтронами с образованием плутония происходит на нейтронах как тепловых, так и более высоких энергий, включая так называемые резонансные энергии.

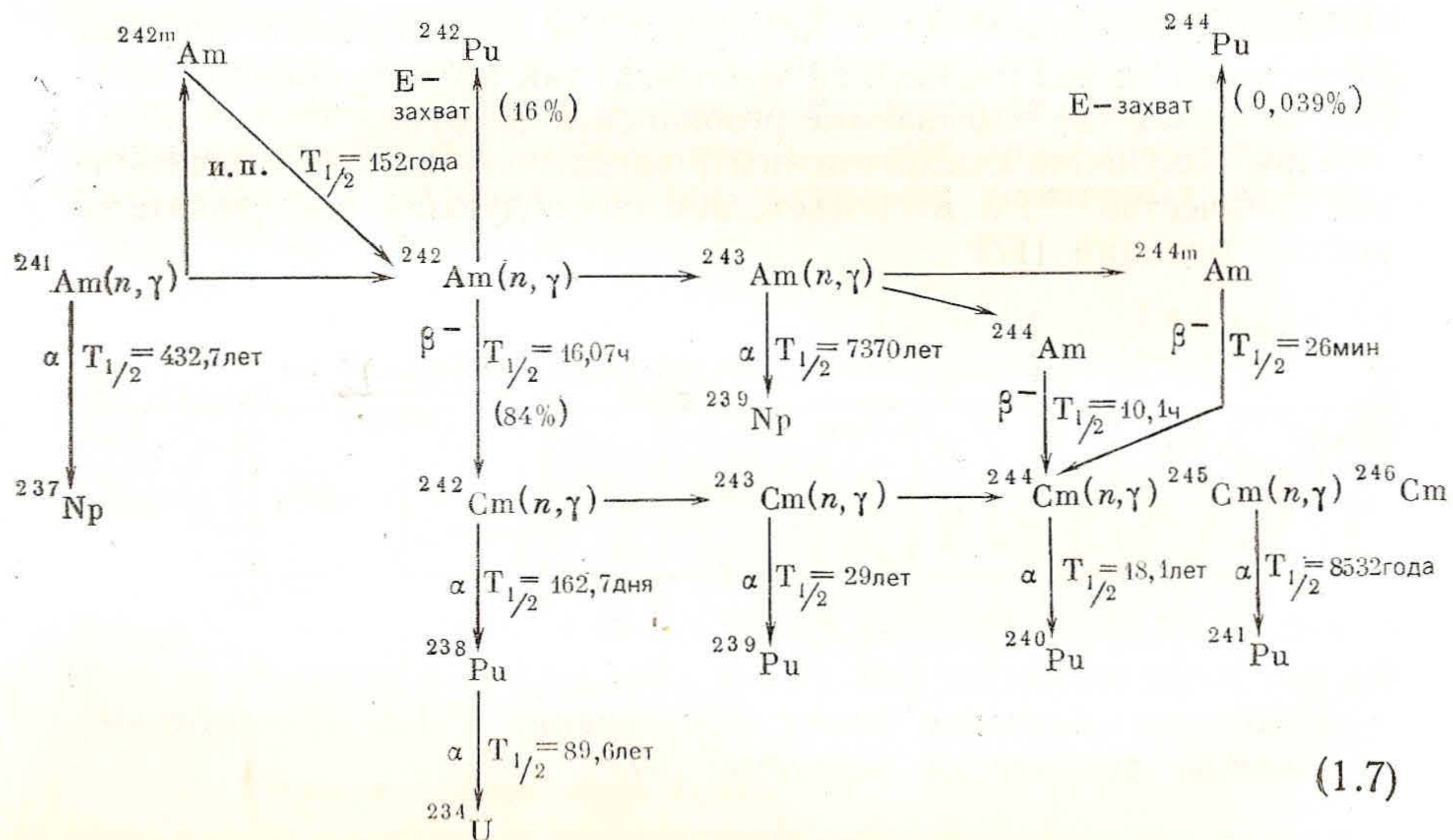
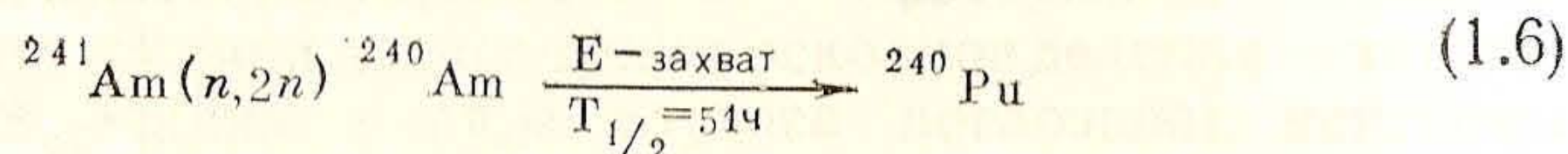
При облучении быстрыми нейтронами получается незначительное количество  $^{238}\text{Pu}$  в соответствии со следующей последовательностью реакций [17]:



Некоторое значение имеет образование  $^{238}\text{Pu}$ , происходящее ураном топливе по реакциям [17]:



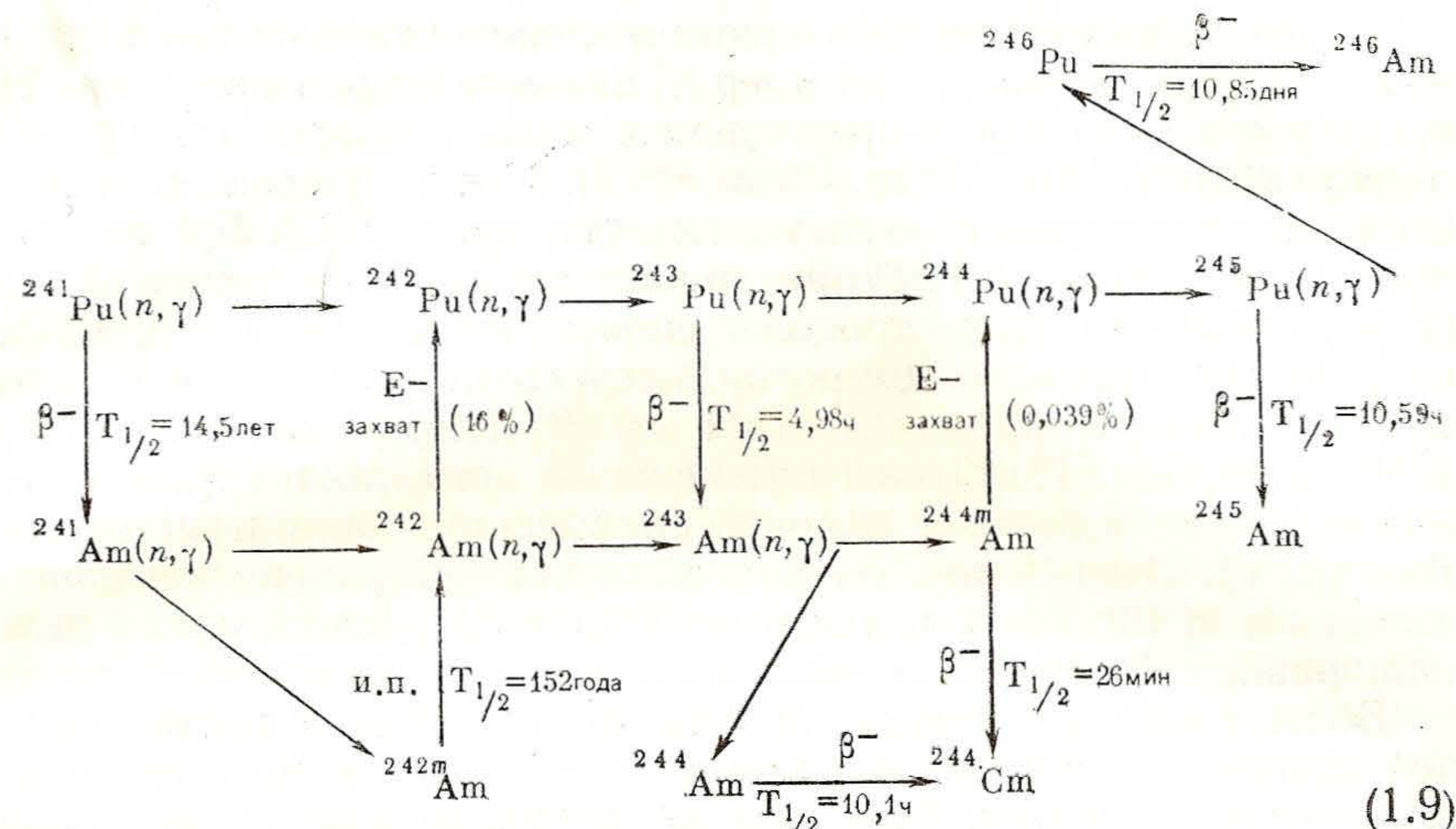
В результате разнообразных ядерных реакций [ $\alpha$ -,  $\beta$ -распад, реакции типа  $(n, 2n)$ ,  $(n, \gamma)$  и т. д.] в реакторе образуются почти все изотопы плутония, однако количества многих из них ничтожны. Среди изотопов плутония особый интерес представляет делящийся на тепловых нейтронах  $^{241}\text{Pu}$ , который с периодом полураспада  $T_{1/2} = 14,5$  года испускает  $\beta^-$ -частицы с энергией около 20 кэв и превращается в  $^{241}\text{Am}$ . Накопление  $^{241}\text{Am}$  происходит в основном после выгрузки ядерного топлива из реактора, хотя некоторая его часть образуется и в процессе работы.  $^{241}\text{Am}$  имеет  $T_{1/2} = 432,7$  года и является мощным  $\alpha$ -излучателем, что определяет его практическую ценность.  $^{241}\text{Am}$  может также использоваться как исходный элемент для получения еще более тяжелых трансурановых элементов. Так, облучение в реакторе образовавшегося в ядерном топливе  $^{241}\text{Am}$  приводит к образованию других изотопов америция и кюрия по реакциям [17]:



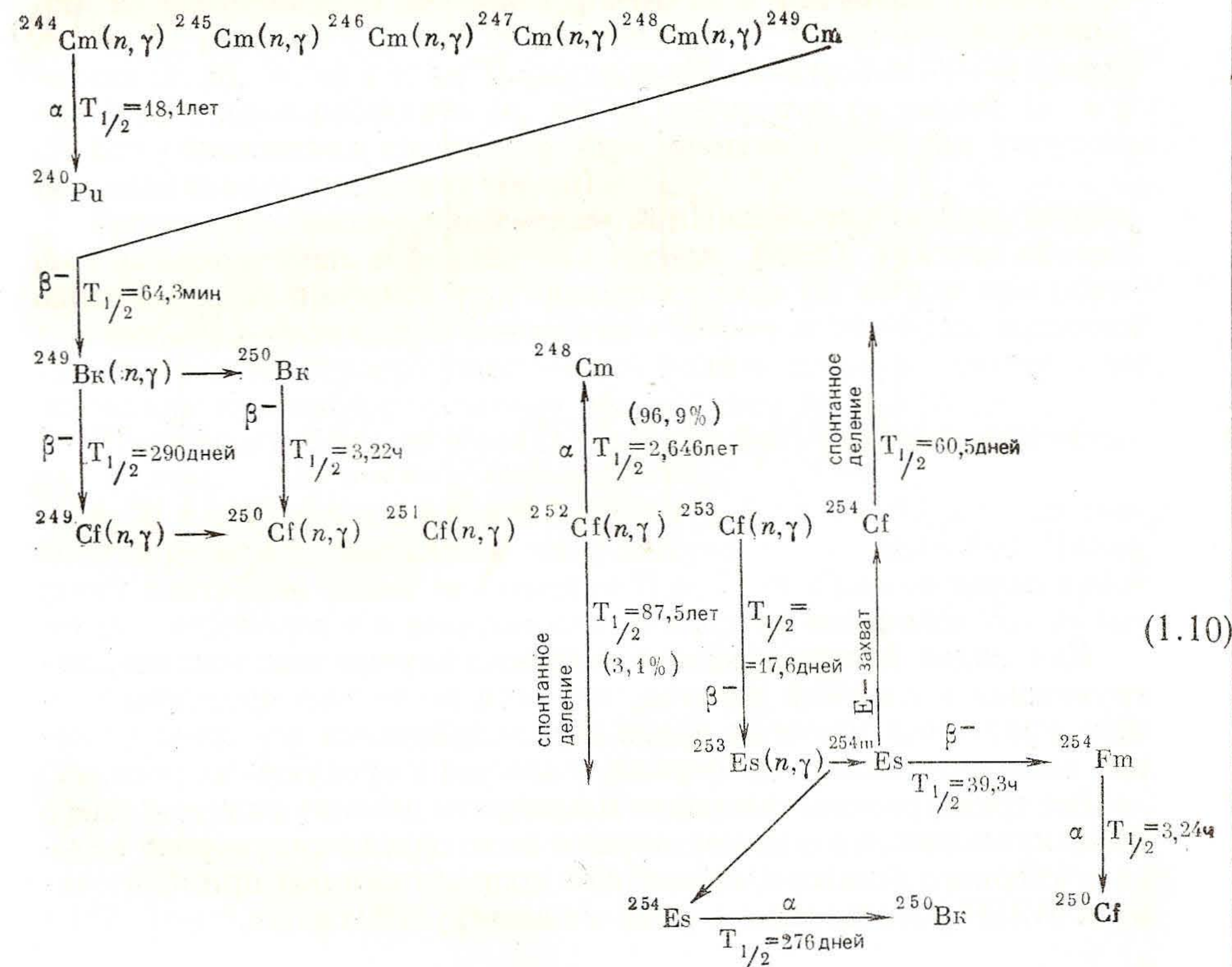
(и. п. — изомерный переход).



Наряду с цепочками образования изотопов Am и Cm (1.6) и (1.7) существует другая, параллельная рассмотренным, цепочка образования изотопов америция и кюрия из изотопов плутония:



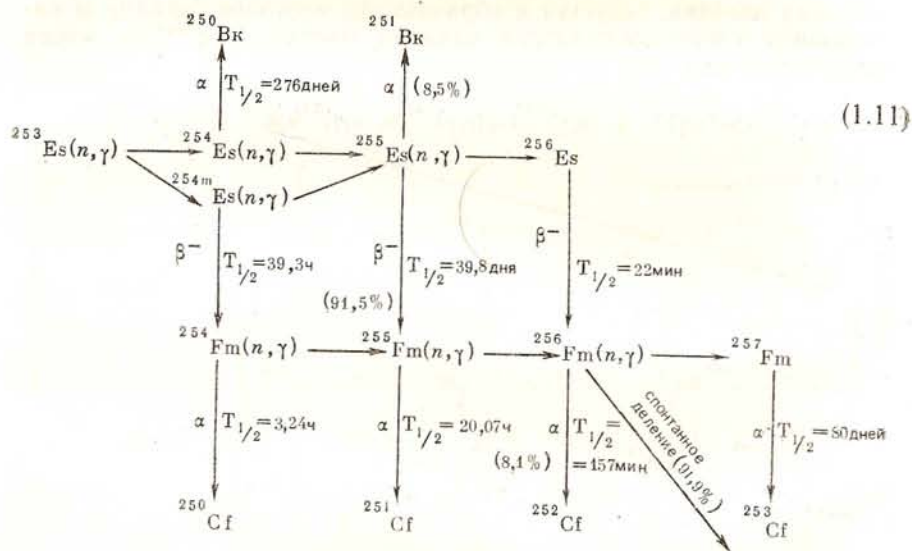
Изотопы берклия и калифорния могут быть получены при интенсивном облучении нейтронами ядер плутония, америция и кюрия. Главная цепочка, ведущая к образованию изотопов берклия и калифорния в ядерном реакторе, начиная, например, с  $^{244}\text{Cm}$ , имеет следующий вид [17]:





Конечно, выходы многих трансплутониевых элементов в длинных цепочках превращения ядер урана в реакторе невелики. Но некоторые из них могут представлять особый интерес как мощные  $\alpha$ -излучатели ( $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{252}\text{Cf}$ ). Для получения нейтронов спонтанного деления особенно интересен изотоп  $^{252}\text{Cf}$ . В 1 мг  $^{252}\text{Cf}$  происходит около  $8 \cdot 10^8$  актов спонтанного деления в 1 сек ( $T_{1/2} = 87,5$  лет для процесса спонтанного деления  $^{252}\text{Cf}$ ). Поскольку среднее число нейтронов, испускаемых в одном акте спонтанного деления, равно 3,7, то 1 мг  $^{252}\text{Cf}$  испускает около  $3 \times 10^9$  нейтр/сек [15]. Такой интенсивный источник нейтронов превосходит все известные фотонейтронные источники и источники типа  $(\alpha, n)$ . Очень интересен как источник нейтронов спонтанного деления  $\alpha$ - и  $\beta$ -стабильный изотоп  $^{254}\text{Cf}$  с  $T_{1/2}$  спонтанного деления, равным 60,5 дня.

Более тяжелые изотопы эйнштейния и фермия могут также получаться в результате поглощения нейтронов и цепочек  $\beta$ -распадов этих элементов. Так, начиная с  $^{253}\text{Es}$  цепочка имеет такой вид:



Как видно из приведенных цепочек, в урановом топливе, загруженном в ядерный реактор, имеются не только продукты распада природных изотопов урана, но и образуются все трансурановые элементы, вплоть до фермия, включая и продукты их распада.

Все трансурановые элементы и продукты деления тяжелых ядер, накапливающиеся в топливе, играют свою определенную роль в физике ядерного реактора, важнейшие вопросы которой применительно к ВВЭР рассмотрены в ряде нижеследующих глав.

### § 1.3. Источники ионизирующего излучения в реакторной установке

В зависимости от природы атомного ядра и от энергии нейтронов в ядерном реакторе образуются новые, вторичные элементы и возникают мощные источники потенциально опасного ионизирующего излучения, в состав которого входят  $\alpha$ -частицы, протоны,  $\beta$ -частицы (электроны и позитроны), осколки деления, нейтроны, нейтрино и  $\gamma$ -излучение. Из-за того, что осколки деления, протоны,  $\alpha$  и  $\beta$ -частицы несут на себе электрический заряд, эти виды излучения проходят очень короткие расстояния в материалах активной зоны и контура, не уходя далеко от места своего рождения, где и рассеивается их кинетическая энергия, превращаясь в тепловую. У нейтронов и  $\gamma$ -квантов, в отличие от заряженных частиц, проникающая способность очень велика. Поэтому эти два вида излучения не только оказывают большое воздействие на материалы активной зоны и корпуса реактора, но и могут выходить за пределы биологической защиты реактора.

Наличие нейтронов, поддерживающих процессы энерговыделения в ядерном реакторе, вызывает ряд ядерных реакций как с образованием, так и без образования составного ядра.

С образованием составного ядра идут следующие ядерные реакции на нейтронах: 1) деление ядра ( $n, f$ ), в том числе тройное деление; 2) реакция ( $n, 2n$ ); 3) расщепление с вылетом заряженных частиц ( $n, p$ ), ( $n, \alpha$ ) и т. д.; 4) радиационный захват ( $n, \gamma$ ); 5) упругое резонансное рассеяние ( $n, n$ ); 6) неупругое рассеяние ( $n, n'$ ).

Без образования составного ядра протекает реакция упругого потенциального рассеяния ( $n, n$ ).

Рассмотрим все основные типы источников излучения, играющих заметную роль в физике или технике ВВЭР. Так как образование быстрых протонов при реакциях типа ( $n, p$ ) или при образовании ядер отдачи при рассеянии нейтронов на ядрах водорода замедлителя не играет существенной роли в ядерном реакторе, то источники протонов специально обсуждаться не будут.

Источники нейтронов в реакторе могут быть разделены на четыре группы.

1. Мгновенные нейтроны деления испускаются в течение нескольких микросекунд после деления. Число таких нейтронов может меняться от 0 до 7—8. Среднее число мгновенных нейтронов  $\nu$  в зависимости от энергии нейтронов  $E_n$ , вызывающих деление, выражается следующей формулой:

$$\nu(E_n) = \nu_T + E_n a, \quad (1.12)$$

где  $\nu_T$  — среднее число мгновенных нейтронов при делении тепловыми нейтронами. Константа  $a$  имеет следующие значения [11]: для  $^{233}\text{U}$  — 0,131  $\text{Мэв}^{-1}$ , для  $^{235}\text{U}$  — 0,136  $\text{Мэв}^{-1}$ , для  $^{239}\text{Pu}$  — 0,127  $\text{Мэв}^{-1}$ , для  $^{238}\text{U}$  (выше порога деления) — 0,141  $\text{Мэв}^{-1}$ .

Энергетический спектр мгновенных нейтронов деления в реакторе (см. § 2.2) зависит от делящегося изотопа. Так, при делении  $^{239}\text{Pu}$  тепловыми нейтронами средняя энергия спектра  $\bar{E}$  на 0,07 Мэв выше, чем при делении  $^{235}\text{U}$ , и на 0,02 Мэв выше, чем для  $^{233}\text{U}$ . Эта особенность спектра обуславливает увеличение в спектре деления  $^{239}\text{Pu}$  количества нейтронов высоких энергий (например, с энергией 10 Мэв — на 30% по сравнению с  $^{235}\text{U}$ ). Связь между средней энергией спектра  $\bar{E}$  и средним числом нейтронов на деление  $\nu$  может быть описана следующей формулой [18]:

$$\bar{E} \approx 0,78 + 0,621(\nu + 1)^{1/2} \text{ Мэв.} \quad (1.13)$$

Важную роль в реакторе, особенно загруженном свежим ядерным топливом, играют нейтроны спонтанного деления тяжелых ядер, а в работавшем остановленном реакторе — нейтроны фотоделения (см. § 1.1).

2. Запаздывающие нейтроны осколков деления. Среди продуктов распада осколков деления образуются ядра элементов, содержащие избыточное число нейтронов, с энергией возбуждения, достаточной для испускания нейтронов. Испускание нейтронов происходит в течение очень короткого времени после образования возбужденного ядра (меньше 1 мксек), но так как возбужденное ядро образуется в результате радиоактивного распада материнского осколка деления, то испускание нейтрона происходит с запаздыванием. Такие нейтроны, получившие название запаздывающих, играют большую роль при управлении ядерным реактором (см. § 3.1). Систематика предшественников запаздывающих нейтронов приведена в работе [19].

Кривые радиоактивного распада осколков деления с испусканием нейтронов хорошо аппроксимируются суммой нескольких экспонент с разными периодами полураспада. Обычно выделяют шесть групп запаздывающих нейтронов, причем периоды полураспада групп не обязательно должны совпадать с периодами радиоактивного распада отдельных ядер.

Характеристики запаздывающих нейтронов при делении  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  тепловыми нейтронами приведены в табл. 1.5 и 1.6 [19].

Хотя средняя энергия запаздывающих нейтронов порядка 0,5 Мэв или меньше, энергия нейтронов в каждой группе изменяется в довольно широком диапазоне, достигая 1—2 Мэв.

3. Нейтроны активации воды. С точки зрения биологической защиты ВВЭР интересен случай испускания запаздывающих нейтронов при радиоактивном распаде ядер изотопа азота  $^{17}\text{N}$ , образующегося при облучении воды быстрыми нейтронами из изотопов кислорода  $^{17}\text{O}$ , содержание которого в естественной смеси изотопов равно 0,037%. Реакция протекает по следующей схеме [18]:

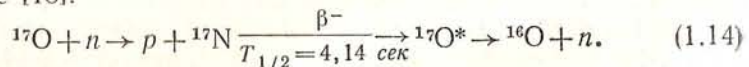


Таблица 1.5

Периоды полураспада, постоянные распада и выходы запаздывающих нейтронов при делении тепловыми нейтронами

Номер группы	$T_{1/2}, \text{сек}$	$\lambda_i, \text{сек}^{-1}$	$\alpha_i / \sum \alpha_i$	$\alpha_i, 10^{-2} \text{ нейтр. / дел}$
$^{235}\text{U}$ (99,9% $^{235}\text{U}$ )				
1	$55,72 \pm 1,28$	$0,0124 \pm 0,0003$	$0,033 \pm 0,003$	$0,052 \pm 0,005$
2	$22,72 \pm 0,71$	$0,0305 \pm 0,0010$	$0,219 \pm 0,009$	$0,346 \pm 0,018$
3	$6,22 \pm 0,23$	$0,111 \pm 0,004$	$0,196 \pm 0,022$	$0,310 \pm 0,036$
4	$2,30 \pm 0,09$	$0,301 \pm 0,011$	$0,395 \pm 0,011$	$0,624 \pm 0,026$
5	$0,610 \pm 0,083$	$1,14 \pm 0,15$	$0,115 \pm 0,009$	$0,182 \pm 0,015$
6	$0,230 \pm 0,025$	$3,01 \pm 0,29$	$0,042 \pm 0,008$	$0,066 \pm 0,008$
Полный выход на одно деление: $\sum \alpha_i = 0,0165 \pm 0,0005$				
$^{239}\text{Pu}$ (99,8% $^{239}\text{Pu}$ )				
1	$54,28 \pm 2,34$	$0,0128 \pm 0,0005$	$0,035 \pm 0,009$	$0,021 \pm 0,006$
2	$23,04 \pm 1,67$	$0,0301 \pm 0,0022$	$0,298 \pm 0,035$	$0,182 \pm 0,023$
3	$5,60 \pm 0,40$	$0,124 \pm 0,009$	$0,211 \pm 0,048$	$0,129 \pm 0,030$
4	$2,13 \pm 0,24$	$0,325 \pm 0,036$	$0,326 \pm 0,033$	$0,199 \pm 0,022$
5	$0,618 \pm 0,213$	$1,12 \pm 0,39$	$0,086 \pm 0,029$	$0,052 \pm 0,018$
6	$0,257 \pm 0,045$	$2,69 \pm 0,48$	$0,044 \pm 0,016$	$0,027 \pm 0,010$
Полный выход на одно деление: $\sum \alpha_i = 0,0063 \pm 0,0003$				

Таблица 1.6

Средние энергии групп и родоначальники запаздывающих нейтронов

Номер группы	$\bar{E}_i, \text{Мэв}$	Наиболее вероятные родоначальники	Номер группы	$\bar{E}_i, \text{Мэв}$	Наиболее вероятные родоначальники
1	$0,25 \pm 0,06$	$^{87}\text{Br}$	4	$0,62 \pm 0,06$	$^{90}\text{Br}, ^{139}\text{I}, ^{144}\text{Cs}$
2	$0,56 \pm 0,06$	$^{137}\text{I}, ^{88}\text{Br}$	5	$0,42 \pm 0,06$	$^{140}\text{I}$
3	$0,43 \pm 0,06$	$^{89}\text{Br}, ^{138}\text{I}$	6	—	$^{93}\text{Br}$

Максимальная энергия  $\beta$ -частиц при распаде  $^{17}\text{N}$  достигает 3,7 Мэв, а максимальная энергия нейтронов при распаде  $^{17}\text{O}^*$  — 2 Мэв, хотя большая часть нейтронов имеет энергию в пределах  $1 \pm 0,2$  Мэв [18]. Сечение реакции ( $n, p$ ) на кислороде  $^{17}\text{O}$ , усредненное по спектру нейтронов деления —  $5,2 \cdot 10^{-6}$  барн. Порог этой реакции составляет около 8 Мэв.

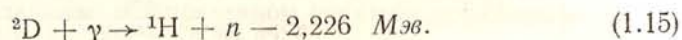
4. Фотонейтроны. Образование фотонейтронов в ядерном реакторе может происходить на ядрах элементов только в тех случаях, когда энергия  $\gamma$ -кванта превышает энергию связи нейтрона в ядре. Поскольку сечение образования фотонейтронов очень мало для энергий  $\gamma$ -излучения, появляющегося в реакторе и его защите, то фотонейтронные реакции могут иметь значение только в редких случаях. В табл. 1.7 приведены элементы, характеризующиеся достаточно низкими порогами образования фотонейтронов [18].

Таблица 1.7

Пороги фотонейтронных реакций

Элемент	$^2\text{D}$	$^6\text{Be}$	$^{13}\text{C}$	$^6\text{Li}$
$E_{\text{пор}}, \text{Мэв}$	2,23	1,67	4,90	5,30

В ВВЭР некоторое значение для увеличения числа нейтронов перед физическим пуском, для расчета биологической защиты I контура или в других случаях может иметь реакция фоторасщепления дейтерия, содержащегося в воде, используемой в качестве теплоносителя [11]:



Дейтерий, содержащийся в природном водороде в количестве от 0,0139 до 0,0151% [12], при взаимодействии с  $\gamma$ -квантами, испускаемыми осколками деления ядерного топлива, является фотонейтронным источником. Фотонейтронное сечение для дейтерия составляет всего несколько миллибарн [ $\sigma(\gamma, n) = 2,4 \cdot 10^{-3} \text{ барн}$  при  $E_{\gamma} = 4 \div 5 \text{ Мэв}$ ].

Источники  $\gamma$ -излучения в реакторе гораздо более многочисленны, чем источники нейтронов, и играют большую роль при рассмотрении вопросов физики защиты или тепловыделения в активной зоне и защите реактора как при его работе, так и после останова.

Источники  $\gamma$ -излучения могут быть разделены на следующие девять групп.

1. Мгновенное  $\gamma$ -излучение деления. Мгновенные  $\gamma$ -кванты испускаются по существу в момент деления ядра за время, меньшее 1 мксек. Полная энергия мгновенного  $\gamma$ -излучения деления  $^{235}\text{U}$  равна 7,5 Мэв, средняя энергия  $\gamma$ -квантов — 0,9 Мэв, среднее число  $\gamma$ -квантов — 8,3 [18].

2.  $\gamma$ -Излучение короткоживущих продуктов деления испускается из продуктов деления в течение первых минут после деления, и интенсивность его быстро падает. Энергетический спектр  $\gamma$ -излучения от короткоживущих источников подобен спектру мгновенного  $\gamma$ -излучения деления.

3.  $\gamma$ -Излучение долгоживущих продуктов деления испускается при радиоактивном распаде за время, большее чем 10 мин после процесса деления, и состоит главным образом из фотонов с малой энергией. Из них около 88% фотонов имеют энергию меньше 1,8 Мэв; максимальная энергия — 2,8 Мэв [18].

4. Захватное  $\gamma$ -излучение, испускаемое в процессе реакции ( $n, \gamma$ ). Полная энергия, испускаемая в виде  $\gamma$ -квантов при радиационном захвате нейтрона, складывается из энергии связи нейтрона и некоторой доли кинетической энергии

нейтрона, захваченного ядром. Данные по сечениям радиационного захвата нейтронов, по спектрам и выходу  $\gamma$ -квантов имеются в различной справочной литературе [8, 10, 18, 20].

5.  $\gamma$ -Излучение при неупругом рассеянии нейтронов испускается в процессе прохождения быстрых нейтронов через вещество. В процессе неупругого рассеяния нейтрон передает часть своей энергии ядру и переводит его в возбужденное состояние. В течение очень короткого времени ( $\sim 10^{-14} \text{ сек}$ ) ядро теряет свою энергию возбуждения путем испускания одного или нескольких  $\gamma$ -квантов. Если энергия нейтрона больше энергии нескольких возбужденных уровней, переход в основное состояние часто происходит путем каскадного процесса. При этом энергия одного  $\gamma$ -кванта не равна энергии, потерянной нейтроном.

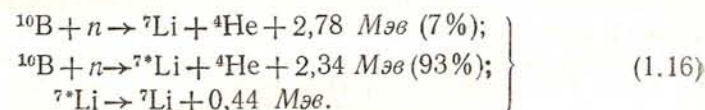
В табл. 1.8 приведены данные о порогах неупругого рассеяния для некоторых элементов [18].

Таблица 1.8

Пороговые энергии неупругого рассеяния

Элемент	$^{10}\text{B}$	$^{52}\text{Cr}$	$^{56}\text{Fe}$	$^{55}\text{Mn}$	$^{60}\text{Ni}$	$^{90}\text{Zr}, ^{94}\text{Zr}$	$^{90}\text{Zr}$
$E_{\text{пор}}, \text{Мэв}$	0,717	1,44	0,85	0,90	1,33	0,92	2,17

6.  $\gamma$ -Излучение продуктов реакций сопровождается испусканием заряженных частиц ядрами, поглотившими нейтроны. В качестве примера может служить реакция ( $n, \alpha$ ) на  $^{10}\text{B}$ , содержащемся в естественном боре в количестве 19,8% и широко применяемом в качестве поглотителя нейтронов при регулировании ВВЭР [11]:



7.  $\gamma$ -Излучение продуктов активации испускается из продуктов радиоактивного распада различных ядерных реакций. Обычно такие источники существенны только после останова реактора, хотя продукты активации теплоносителя могут явиться мощным источником излучения во внешней части I контура даже во время работы реактора.

Реакции на кислороде, содержащемся в воде I контура, играют особую роль в вопросах защиты от излучений работающего реактора, поскольку продукты этих реакций создают мощный источник радиоактивного излучения за пределами корпуса реактора (в боксах главных циркуляционных насосов и парогенераторов).

При радиационном захвате нейтронов изотопом  $^{18}\text{O}$ , которого в естественной смеси 0,204%, образуется изотоп  $^{19}\text{O}$  ( $T_{1/2} = 29,4 \text{ сек}$  [18]). Сечение активации изотопа  $^{18}\text{O}$  тепловыми нейтронами равно  $2,1 \cdot 10^{-4} \text{ барн}$ . При распаде изотопа  $^{19}\text{O}$  в 70% случаев испускаются  $\gamma$ -кванты с энергией 1,6 Мэв и  $\beta^-$ -частицы с максимальной энергией 2,9 Мэв. Остальные 30% распадов сопровождаются испусканием  $\beta^-$ -частиц с энергией до 4,5 Мэв.

Реакция  $^{16}\text{O} (n, p) ^{16}\text{N}$  идет только на быстрых нейтронах с порогом около 11 Мэв (содержание  $^{16}\text{O}$  в естественной смеси изотопов равно 99,759%). Сечение этой реакции, усредненное по спектру нейтронов деления, равно  $0,19 \cdot 10^{-4} \text{ барн}$ . Радиоактивный изотоп  $^{16}\text{N}$  имеет  $T_{1/2} = 7,4 \text{ сек}$  [18]. Примерно 75% всех  $\beta^-$ -распадов сопровождается испусканием  $\gamma$ -квантов с энергией 6,13 Мэв; в 7% случаев распада испускаются  $\gamma$ -кванты с энергией 7,1 Мэв, а в остальных случаях только  $\beta^-$ -частицы.

8. Аннигиляционное  $\gamma$ -излучение образуется при аннигиляции позитронов, испускаемых радиоактивными продуктами ядерных реакций, с электронами. При этом возникают два  $\gamma$ -кванта с минимальной энергией 0,511 Мэв каждый. Аннигиляционное излучение возникает также в результате взаимодействия  $\gamma$ -квантов с веществом, однако этот процесс должен рассматриваться не как источник излучения, а как процесс ослабления  $\gamma$ -квантов.

9. Тормозное  $\gamma$ -излучение образуется в результате торможения электронов (например,  $\beta^-$ -частиц радиоактивного распада) в электрическом поле атомов. Процесс аналогичен наблюдаемому в обычной рентгеновской трубке. Электроны, образующиеся в результате взаимодействия возникающих  $\gamma$ -квантов с веществом, также могут создать  $\gamma$ -кванты при торможении. Подобно аннигиляционному излучению, такой каскадный механизм должен рассматриваться только в связи с процессом ослабления  $\gamma$ -квантов.

**Источники  $\alpha$ -излучения.** Это прежде всего свежезагруженное ядерное топливо,  $\alpha$ -радиоактивные продукты его распада, изотопы урана и трансураниевые элементы, получаемые в реакторе во время его работы,  $\alpha$ -активные продукты деления, а также реакции типа  $(n, \alpha)$ ,  $(n, f + \alpha)$  [8, 12, 13]. При делении  $^{235}\text{U}$  непосредственный выход  $\alpha$ -частиц составляет 0,25%. При тройном делении урана образуются также быстрые ядра по реакции  $(n, f + t)$ .

В воде I контура  $\alpha$ -источники могут появиться только при смыве мельчайших частиц топлива, осевших на заводе-изготовителе на поверхности твэлов, и из тепловыделяющих элементов через различные неплотности оболочек. В воде I контура ВВЭР, работающего в режиме борного регулирования, может накапливаться довольно большое количество гелия по реакции  $^{10}\text{B} (n, \alpha) ^7\text{Li}$ .

**Источники  $\beta$ -излучения.** Основные источники  $\beta$ -излучения в реакторе —  $\beta$ -радиоактивные продукты деления ядер топлива (см. § 1.1), во многом определяющие остаточное энерговыделение в реакторе после его останова. Кроме того,  $\beta$ -частицы испускаются при радиоактивных превращениях изотопов урана и трансурано-

вых элементов, а также конструкционных материалов. Источники  $\beta$ -излучения (так же, как и некоторые источники  $\gamma$ -излучения) могут образоваться в воде I контура при непосредственной активации воды и ее примесей, смыве активированных продуктов коррозии конструкционных материалов, а также из тепловыделяющих элементов через дефекты оболочек.

$\beta$ -Излучение может представлять биологическую опасность только при близком соседстве или непосредственном контакте с  $\beta$ -активными конструкционными материалами или частями работающих твэлов.

Конструкционные стали из-за довольно большого поглощения ими нейтронов редко применяются для изготовления элементов активной зоны (из стали изготавливаются так называемые сотовые дистанционирующие решетки твэлов). Однако за пределами активной зоны имеется большое количество стальных конструкций реактора (головки и хвостовики кассет, корпус реактора с различными внутрикорпусными устройствами, элементы биологической защиты), ядерные реакции в которых играют определенную роль в создании радиационной обстановки в помещениях I контура при работе или останове реактора, а также при выполнении различных работ по ревизии, дезактивации и ремонту оборудования. При кратковременных остановах реактора (например, в случае аварийной замены приводов кассет системы управления и защиты реактора) наибольшую радиационную опасность в стальных конструкциях представляют элементы с малым  $T_{1/2}$ , т. е.  $^{56}\text{Mn}$  и  $^{65}\text{Ni}$ ; при более длительных остановах (на ремонт или перегрузку топлива) —  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{59}\text{Fe}$ , а также долгоживущие элементы  $^{60}\text{Co}$  и  $^{54}\text{Mn}$  [10, 12].

Поскольку конструкционные стали и сплавы, из которых изготавливают элементы кассет и корпус реактора, подвергаются коррозии, то при смыве и разное водой I контура продуктов коррозии все образующиеся радиоактивные элементы могут оказаться в воде и в отложениях в любых местах трубопроводов и оборудования I контура реакторной установки.

## НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ВВЭР

### § 2.1. Баланс нейтронов и реактивность реактора

Способность среды с делящимся материалом к поддержанию реакции деления зависит от нейтронно-физических характеристик материалов, их размещения и геометрических размеров среды, определяющих судьбу быстрых нейтронов деления. Судьба быстрых нейтронов, испускаемых при делении, может быть весьма многообразной. Если нейтрон, не успев замедлиться, поглотится ядром урана, то он может произвести деление, хотя в ВВЭР вероятность деления на быстрых нейтронах невелика. Гораздо более вероятно, что нейтрон при столкновениях с ядрами замедлителя потеряет свою энергию и из быстрого превратится в тепловой. В процессе замедления существует вероятность поглощения нейтрона на каком-либо резонансном уровне  $^{238}\text{U}$  или другого изотопа. Нейтроны, миновавшие резонансные уровни и достигшие тепловых энергий, поглощаются изотопами урана и плутония, ядрами-осколками деления, ядрами замедлителя и конструкционных материалов. Если вероятность всех этих процессов такова, что хотя бы один из первоначальных нейтронов деления производит новое деление, то осуществляются условия самоподдерживающейся ядерной реакции деления. Если же на реакцию деления остается больше или меньше одного нейтрона, то происходит либо цепное нарастание, либо затухание реакции.

Способность той или иной среды к поддержанию цепной реакции характеризуется *коэффициентом размножения нейтронов*. По определению, коэффициент размножения в бесконечной среде  $k_\infty$  равен отношению скорости образования к скорости поглощения нейтронов всех энергий. В общем случае коэффициент размножения нейтронов в бесконечной гомогенной активной зоне реактора может быть записан в виде

$$k_\infty = \frac{\int_0^\infty v(E) \Sigma_f(E) \varphi(E) dE}{\int_0^\infty \Sigma_a(E) \varphi(E) dE} \quad (2.1)$$

(Обозначения физических величин здесь и далее общеприняты — см., например, [21, 22].)

В однокрупном энергетическом приближении выражение (2.1) может быть записано в виде

$$k_\infty = v \Sigma_f / \Sigma_a \quad (2.2)$$

Реальный реактор имеет конечные размеры, поэтому его размножающие свойства характеризуются *эффективным коэффициентом размножения нейтронов*  $k_{эф}$ , который равен отношению скорости образования нейтронов к сумме скоростей поглощения нейтронов в реакторе и утечки из него нейтронов. В символическом реакторе бесконечных размеров утечки нейтронов нет, поэтому  $k_{эф} = k_\infty$ . Для реального стационарно работающего реактора с установившимся потоком нейтронов должно выполняться условие критичности:  $k_{эф} = 1$ . Если это условие в реакторе не выполняется, то плотность нейтронов изменяется во времени: при  $k_{эф} > 1$  возрастает, а при  $k_{эф} < 1$  уменьшается. Очевидно, что относительная утечка нейтронов тем больше, чем меньше геометрические размеры реактора. Действительно, утечка нейтронов пропорциональна площади поверхности реактора  $S$ , а рождение — его объему  $V$ . Отношение  $S/V$ , например, для шара равно  $3/R$ , т. е. относительная утечка тем меньше, чем больше радиус. Размеры, при которых  $k_{эф}$  становится равным 1 и начинается самоподдерживающаяся цепная реакция, называются критическими. Любой реактор, работающий в стационарном режиме, имеет  $k_{эф} = 1$ , при этом, если размеры реактора превышают критические, в него вводят добавочные поглотители, уменьшающие  $k_\infty$  и поддерживающие стационарное состояние.

В стационарном режиме должен сохраняться следующий баланс нейтронов:

$$\left[ \begin{array}{l} \text{Количество нейтронов} \\ \text{рождающихся в ре-} \\ \text{зультате деления} \end{array} \right] = \left[ \begin{array}{l} \text{Количество нейтронов,} \\ \text{поглощаемых в мате-} \\ \text{риале активной зоны} \end{array} \right] + \\ + \left[ \begin{array}{l} \text{Количество нейтронов, утекающих} \\ \text{за пределы активной зоны} \end{array} \right]$$

Математическое уравнение этого баланса в диффузионной теории записывается в виде

$$M^2 \nabla^2 \varphi + (k_\infty - 1) \varphi = 0 \quad (2.3)$$

В уравнении (2.3)  $\varphi$  — плотность потока нейтронов;  $(k_\infty - 1) \varphi$  — избыток рождающихся в одном акте поглощения нейтронов, который в стационарном состоянии должен быть равен утечке. Следовательно, выражение  $M^2 \nabla^2 \varphi$  характеризует утечку. В этом выражении  $\nabla^2 = \Delta$  — оператор Лапласа.  $M^2$  называют *квадратом длины миграции или площадью миграции*. Численно  $M^2 = 1/6$  среднего квадрата расстояния, проходимого нейтроном от места своего рождения до места поглощения. Уравнение (2.3) решается при условии, что на границах реактора плотность нейтронного потока  $\varphi$  обращается в нуль.

Для уменьшения утечки нейтронов в энергетических реакторах, как правило, имеется граничный отражатель нейтронов; в ВВЭР это слой обычной воды на границах активной зоны и конструкционные элементы внутрикорпусных устройств реактора. Влияние отражателя эквивалентно некоторому увеличению размеров активной зоны. Эффективную добавку  $\delta$  определяют экспериментально или рассчитывают теоретически.

Решение уравнения (2.3) для цилиндрического критического реактора определяет критические размеры активной зоны через соотношение

$$(k_{\infty} - 1)/M^2 = (\pi/H_0)^2 + (\mu_1/R_0)^2, \quad (2.4)$$

где  $H_0 = H + 2\delta$ ,  $R_0 = R + \delta$  — эффективные критические высота и радиус соответственно;  $\mu_1 = 2,405$  — первый корень функции Бесселя  $J_0(r)$ ; величину  $(k_{\infty} - 1)/M^2$  обозначают  $\kappa^2$  и называют *материальным параметром*. Величину  $(\pi/H_0)^2 + (\mu_1/R_0)^2$  обозначают  $B^2$  и называют *геометрическим параметром*.

Условие критичности в этих обозначениях записывается в виде  $\kappa^2 = B^2$ . Преобразуем (2.4) к виду

$$k_{\infty}/(1 + B^2M^2) = k_{эф} = 1. \quad (2.5)$$

Величина  $1/(1 + B^2M^2)$  представляет собой вероятность утечки нейтронов за пределы конечной активной зоны реактора. Для обеспечения критичности реактора необходимо, чтобы  $k_{\infty} = k_{\infty}^{необх}$ , т. е.

$$k_{\infty}^{необх}/(1 + B^2M^2) = 1. \quad (2.6)$$

Выражение для эффективного коэффициента размножения можно записать и в другом виде:

$$k_{эф} = (1 + \kappa^2M^2)/(1 + B^2M^2). \quad (2.7)$$

При  $\kappa^2 > B^2$  активная зона надкритична; при  $\kappa^2 = B^2$  — критична, при  $\kappa^2 < B^2$  — подкритична.

Активная зона построенного и эксплуатируемого реактора имеет вполне определенные размеры ( $R$  и  $H$ ), а значит, и  $B^2$ . Критическое состояние активной зоны достигается изменением материального параметра  $\kappa^2$ . Поэтому важной практической задачей является определение эффективного коэффициента размножения  $k_{эф}$  для различных состояний активной зоны и режима изменения  $\kappa^2$  со временем в процессе выгорания топлива. Начальное значение  $k_{эф}$  должно быть настолько больше единицы, чтобы могло обеспечить необходимую длительность кампании реактора при работе на заданных параметрах. Избыточный коэффициент размножения  $k_{изб} = k_{эф} - 1$  при этом компенсируется удаляемыми поглотителями нейтронов системы управления и защиты (СУЗ).

Наряду с понятием  $k_{эф}$  при практических расчетах и анализе работы реактора используются следующие понятия: *реактивность*, *запас реактивности*, *коэффициент реактивности*.

*Реактивность* — это реакция топливной сборки (например, активной зоны реактора) на изменение ее размножающих свойств в результате воздействия различных материальных и геометрических факторов (температуры, размеров, концентрации поглотителей нейтронов и т. д.). Реактивность определяют по относительному отклонению эффективного коэффициента размножения нейтронов от единицы:

$$\rho = (k_{эф} - 1)/k_{эф}. \quad (2.8)$$

Полный запас реактивности реактора при критическом состоянии определяют по относительному изменению  $k_{эф}$  при удалении из активной зоны всех поглотителей нейтронов системы СУЗ. Из формулы (2.8) видно, что реактивность и запас реактивности всегда меньше единицы. Часто реактивность измеряют в процентах единицы, принимаемой за 100%. Следует отметить, что теоретически возможный полный запас реактивности уран-водных решеток не может быть более 50%, поскольку  $k_{эф}$  таких решеток меньше 2.

Взаимосвязь и изменение полного запаса реактивности с состоянием активной зоны (температура, мощность, глубина выгорания топлива и т. д.) характеризуются коэффициентами реактивности, рассмотренными в гл. 3. В стационарном режиме работы реактора необходимо, чтобы  $k_{эф} = 1$  и весь запас реактивности компенсировался поглотителями нейтронов. Если требуется вывести реактор из стационарного режима, когда реактивность реактора  $\rho = 0$ , например для того, чтобы увеличить мощность, то удаляют часть поглотителей, т. е. создают некоторую положительную реактивность  $\rho > 0$ . Наоборот, для снижения мощности  $k_{эф}$  должен быть меньше единицы, что обеспечивается введением в реактор дополнительных поглотителей, создающих отрицательную реактивность ( $\rho < 0$ ). Полный запас реактивности реактора определяет глубину выгорания топлива и эффективное время работы до перегрузки активной зоны, которая производится в случае уменьшения запаса реактивности до нуля при работе на номинальной мощности.

Расчет коэффициентов размножения нейтронов выполняется на ЭВМ с помощью различных программ (см. гл. 7). Простейший расчет  $k_{\infty}$  может быть выполнен по формуле четырех сомножителей [21—23]:

$$k_{\infty} = \varepsilon\eta\theta\varphi, \quad (2.9)$$

где  $\varepsilon$  — коэффициент размножения на быстрых нейтронах;  $\eta$  — выход нейтронов в результате деления ядер на один поглощенный нейтрон;  $\theta$  — коэффициент использования тепловых нейтронов;  $\varphi$  — вероятность избежать резонансного захвата.

Формула четырех сомножителей основана на раздельном рассмотрении основных процессов цепной реакции деления. На рис. 2.1 показано качественное изменение составляющих коэффициента размножения в уран-водной решетке.

Необходимость использования в ВВЭР обогащенного урана связана с потерями нейтронов, ухудшающими нейтронно-физиче-

ские характеристики активной зоны. К ним относятся потери в воде, в конструкционных материалах топливных кассет, в продуктах деления ядерного топлива, особенно при большом выгорании. Потери нейтронов в воде в сильной степени определяются отношением объема, занимаемого водой, к объему, занимаемому ураном:  $V_{H_2O}/V_U$ . Анализ этого отношения для действующих ВВЭР [14] показывает, что в отношении физических характеристик оно не оптимально и может быть уменьшено с соответствующим уменьшением

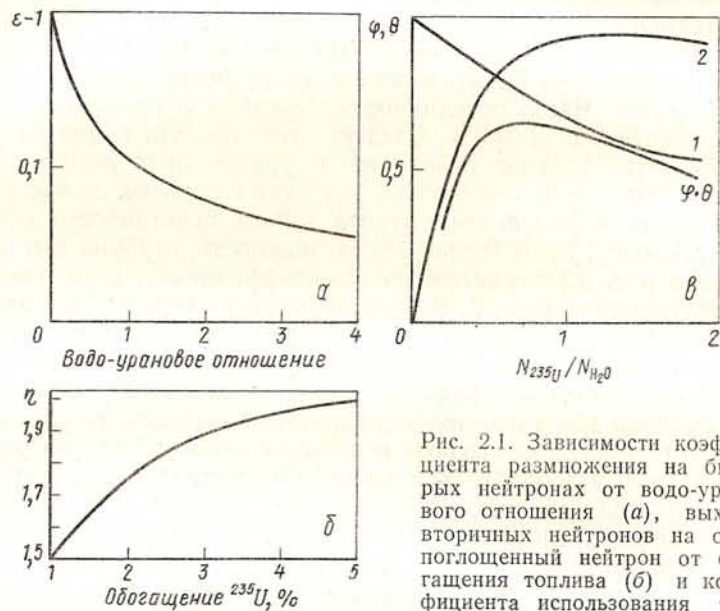


Рис. 2.1. Зависимости коэффициента размножения на быстрых нейтронах от водо-уранового отношения (а), выхода вторичных нейтронов на один поглощенный нейтрон от обогащения топлива (б) и коэффициента использования тепловых нейтронов (1) и вероятности избежать резонансного захвата (2) от концентрации делящихся ядер (в)

потерь нейтронов. Водный зазор выбирают в основном по теплотехническим соображениям, в силу необходимости обеспечения механической прочности и достаточного расхода воды для отвода тепла от твэлов. При повышении температуры теплоносителя водо-урановое отношение уменьшается, при этом коэффициент размножения нейтронов может или увеличиваться, или уменьшаться в зависимости от диапазона изменения водо-уранового отношения (рис. 2.2, кривая 1). Если значения водо-уранового отношения при разогреве реактора лежат в диапазоне  $AC$ , то коэффициент размножения уменьшается с  $B$  до  $D$ , а если в диапазоне  $A'C'$  — увеличивается с  $B'$  до  $D'$ . Для обеспечения безопасной работы и саморегулируемости ВВЭР уменьшение выбранного водо-уранового отношения при разогреве активной зоны должно сопровождаться уменьшением

$k_{эф}$ , т. е. значение водо-уранового отношения должно лежать в области отрицательного температурного коэффициента реактивности.

При наличии борной кислоты в теплоносителе характер зависимости  $k_{эф}$  от водо-уранового отношения меняется, а именно максимальное значение  $k_{эф}$  смещается в сторону меньших значений водо-уранового отношения и при определенной концентрации борной кислоты выбранный рабочий диапазон изменений этого отношения может перейти в область положительного температурного коэффициента реактивности. Кривая II на рис. 2.2 качественно иллюстрирует этот эффект. Если при отсутствии борной кислоты с уменьше-

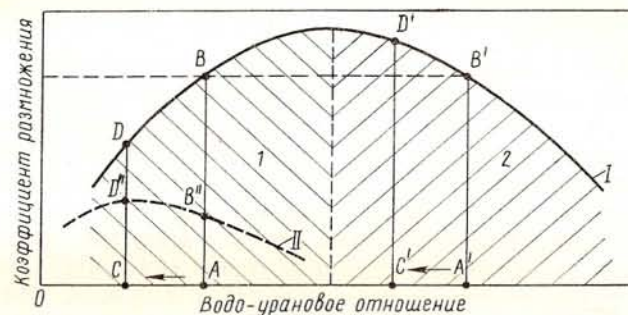


Рис. 2.2. Зависимость коэффициента размножения нейтронов от водо-уранового отношения топливной решетки: 1 — область отрицательного коэффициента реактивности; 2 — область положительного температурного коэффициента реактивности; кривая I — для чистого теплоносителя; кривая II — для теплоносителя с борной кислотой

нием водо-уранового отношения от  $A$  к  $C$   $k_{эф}$  уменьшается от  $B$  к  $D$ , то при наличии борной кислоты в воде коэффициент реактивности увеличивается от  $B''$  к  $D''$ .

Таким образом, водо-урановое отношение для активной зоны ВВЭР выбирают из условия обеспечения устойчивого уменьшения  $k_{эф}$  при увеличении температуры воды во всех эксплуатационных режимах.

## § 2.2. Спектр нейтронов в активной зоне

В процессе работы реактора в активной зоне устанавливается некоторое распределение нейтронов по энергиям, называемое энергетическим спектром нейтронов. Весь энергетический спектр нейтронов условно может быть описан в виде сочетания спектров нейтронов деления, замедляющихся нейтронов и тепловых нейтронов. Наиболее простая модель энергетического спектра в реакторе на тепловых нейтронах сводится к следующему [22, 23].

а) Быстрые нейтроны, рождающиеся при делении ядер урана и плутония, имеют широкий диапазон энергий с верхней границей

до 10—18 Мэв. Спектр нейтронов деления (рис. 2.3, а) с достаточной точностью описывается формулой Уатта (для  $^{235}\text{U}$ ):

$$N(E) dE = 0,484 \text{sh} \sqrt{2E} e^E dE, \quad (2.10)$$

где  $E$  — энергия нейтронов;  $N(E)$  — число нейтронов с энергией  $E$  в интервале энергии  $dE$ .

Максимум спектра приходится на энергию около 0,8 Мэв, при этом средняя энергия нейтронов деления близка к 2 Мэв.

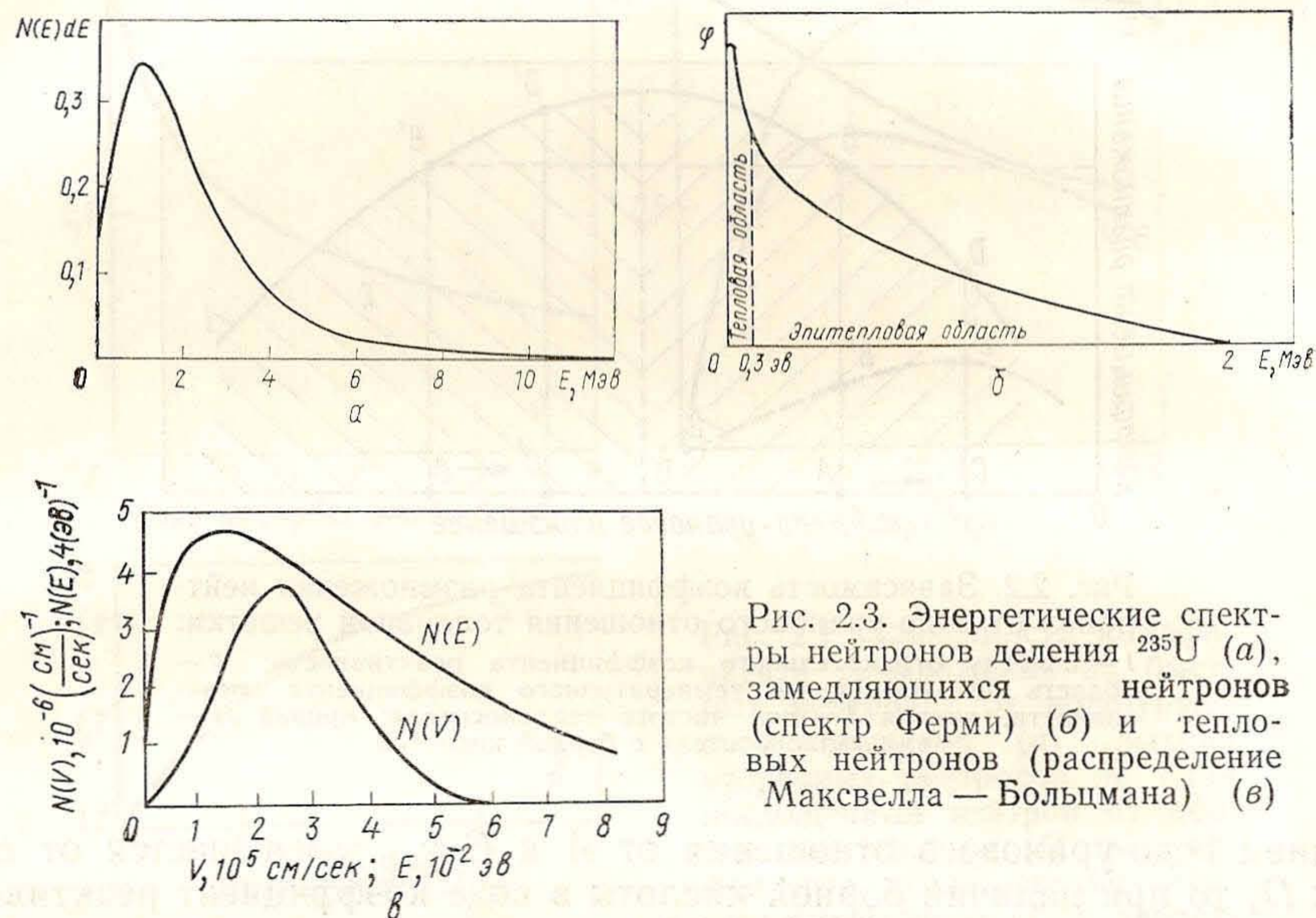


Рис. 2.3. Энергетические спектры нейтронов деления  $^{235}\text{U}$  (а), замедляющихся нейтронов (спектр Ферми) (б) и тепловых нейтронов (распределение Максвелла — Больцмана) (в)

б) В области замедления (см. рис. 2.3, б) энергетическое распределение нейтронов при отсутствии поглощения определяется спектром Ферми:

$$n v dE = \frac{Q}{\xi \Sigma_s E} e^{-\frac{1}{\xi} \frac{\sigma_a}{\sigma_s} (E_0 - E)} dE = \frac{Q}{\xi \Sigma_s E} \left( \frac{E}{E_0} \right)^{\frac{\sigma_a}{\sigma_s}} dE, \quad (2.11)$$

где  $Q$  — число рождающихся в активной зоне быстрых нейтронов с энергией  $E_0$ ; остальные обозначения — общепринятые в физике реакторов.

Из формулы (2.11) следует, что плотность потока нейтронов с энергией  $E$  в замедляющей и одновременно поглощающей среде пропорциональна  $E^{-\left(1 - \frac{\sigma_a}{\sigma_s}\right)}$ , а при отсутствии поглощения пропорциональна  $E^{-1}$ .

Отношение плотности потока замедляющихся нейтронов к плотности потока тепловых нейтронов

$$\varphi_3 / \varphi_T = (\lambda_s / \xi \lambda_a) \ln (E_0 / E_3). \quad (2.12)$$

Для ВВЭР при отсутствии борной кислоты в теплоносителе-замедлителе  $\lambda_a \gg \lambda_s$ , а может быть,  $\lambda_a \sim \lambda_s$  в присутствии борной кислоты высокой концентрации.

Отношение времени жизни теплового нейтрона  $T_0$  к времени замедления  $T_3$  дается выражением

$$T_0 / T_3 = (1/2) (\xi \Sigma_s / \Sigma_a) = k_3 / 2, \quad (2.13)$$

где  $k_3$  — коэффициент замедления для воды, равный 70 при 20° С. Как видим, время жизни теплового нейтрона гораздо больше времени замедления.

Рассмотренная картина замедления нейтронов справедлива до энергий порядка 1 эв, так как не была принята во внимание энергия связи атомов в молекуле замедлителя. При энергиях около 1 эв и ниже следует учитывать влияние этой химической связи и движения ядра атома. При таких энергиях спектр Ферми (2.11) превращается в спектр тепловых нейтронов.

в) В области тепловых нейтронов спектр (см. рис. 2.3, в) может быть приближенно описан уравнением Максвелла:

$$N(E) dE = N_T \frac{2}{\sqrt{\pi}} E_T^{-3/2} \sqrt{E} \exp(-E/E_T) dE \quad (2.14)$$

(обозначения общепринятые).

Энергию, при которой выполняется условие баланса нейтронов по спектру Ферми и спектру Максвелла, называют энергией сшивки  $E_c$ . Энергия сшивки определяется из уравнения

$$\exp(-E_c/E_T) = (\sqrt{\pi}/2) (\sigma_a/\sigma_s) (E_T/E_c)^2. \quad (2.15)$$

Как правило,  $E_c = (6 \div 8) kT_a$  (где  $k$  — постоянная Больцмана), что составляет приблизительно 0,2—0,3 эв. Очевидно, что  $E_c$ , как и весь вид спектра, определяется конкретными свойствами реактора.

В классическом распределении Максвелла  $E_T$  имеет смысл средней кинетической энергии частиц, связанной с абсолютной температурой среды  $T_a$  соотношением  $E_T \sim kT_a$ .

При описании распределения нейтронов в тепловой области  $E_T$  имеет смысл эффективной средней энергии, а  $t_H$  — эффективной температуры нейтронного газа, выбираемой из условия наилучшего описания фактического распределения распределением Максвелла.



ла. В непоглощающем замедлителе величина  $t_n$  совпадает с температурой замедлителя  $t_3$ , а ее смысл — с классическим. Однако в активной зоне эффективная температура нейтронного газа всегда выше температуры замедлителя, что обусловлено поглощением нейтронов, прежде чем они достигнут теплового равновесия со средой. В этом случае величина  $t_n$  близка по смыслу к средней кинетической энергии нейтронов в области энергий, описываемой распределением Максвелла.

В работе [10] приведено расчетное соотношение, связывающее эффективную температуру нейтронного газа  $t_n$  с температурой замедлителя  $t_3$ :

$$t_n = t_3 (1 + 0,91 m \sigma_a / \sigma_s), \quad (2.16)$$

где  $\sigma_a$  — сечение поглощения нейтронов при средней энергии;  $\sigma_s$  — сечение рассеяния нейтронов;  $m$  — атомная масса замедлителя (для водорода  $m = 1$ ).

Следует также помнить, что вследствие поглощения тепловых нейтронов ядрами примесей спектр Максвелла искажается, становясь более «жестким». Таким образом, спектр нейтронов в активной зоне реактора имеет сложный характер, оставаясь непрерывным и плавно переходя от одной формы к другой. Спектр нейтронов, т. е. число нейтронов в том или ином энергетическом интервале, оказывает большое влияние на размножающие свойства топливных решеток. При этом существенное значение имеют характер размещения горючего в активной зоне, энергетическая зависимость сечений поглощения нейтронов, присутствие продуктов деления и примесей, поглощающих нейтроны, режим работы реактора и другие факторы.

Поскольку затрагиваемые здесь вопросы подробно рассмотрены в специальной литературе [14, 22, 23], ограничимся только основными замечаниями применительно к спектру ВВЭР.

Так как поперечные размеры топливных кассет ВВЭР велики по сравнению с длиной диффузии тепловых нейтронов в топливной решетке, то усредненный по поперечному сечению кассеты энергетический спектр нейтронов близок к асимптотическому, т. е. к спектру в бесконечной топливной решетке. Спектр нейтронов в кассете определяется прежде всего нейтронно-физическими свойствами самой кассеты. Задача рассмотрения поведения нейтронов различных энергий внутри кассет сводится к определению эффективных сечений для топливных решеток заданного состава. При этом используется метод гомогенизации решеток ВВЭР. Для упрощения задачи непрерывный энергетический спектр нейтронов заменяют небольшим числом энергетических групп (достаточно четырех), охватывающих весь диапазон спектра. Малогрупповое рассмотрение широко распространено для реакторов на тепловых нейтронах, поскольку оно — достаточно эффективное средство при описании различных процессов, происходящих в таких топливных решетках.

### § 2.3. Характеристики топливных решеток при различных эксплуатационных режимах реактора

Спектр нейтронов в бесконечной однородной топливной решетке ВВЭР, рассчитанный в асимптотическом приближении, можно применять для расчета ее нейтронно-физических характеристик. На основе этих характеристик рассчитывают изменение изотопного состава ядерного топлива и асимптотические значения  $k_0$ ,  $\kappa_0^2$  и  $M_0^2$ , которые связаны соотношением

$$k_0 = 1 + \kappa_0^2 M_0^2. \quad (2.17)$$

Расчет всех этих величин в зависимости от температуры топлива и замедлителя, изменения изотопного состава топлива при выгорании, концентрации выгорающих поглотителей нейтронов (обычно  $^{10}\text{B}$ ) в поглощающих элементах или замедлителе и других параметров производится по программе POP (см. § 7.2) с четырехгрупповым разбиением спектра нейтронов:

- группа 1: 10 — 0,821 Мэв (быстрые нейтроны);
- группа 2: 821 — 5,53 кэв (замедляющиеся нейтроны);
- группа 3: 5,53 кэв — 0,625 эв («резонансные» нейтроны);
- группа 4: 0,625 — 0 эв (тепловые нейтроны).

Нейтронно-физические характеристики обычно рассчитывают в зависимости от глубины выгорания загруженно-ядерного топлива, которая определяется тепловой энергией (например, в мегаваттах в сутки), вырабатываемой на тонну урана. Поскольку при делении образуется определенное количество осколков деления — шлаков, то выгорание можно определить по их накоплению до соответствующей концентрации  $\rho_{\text{шл}}$  в килограммах шлаков на тонну урана.

В процессе эксплуатации ВВЭР в связи с возможным изменением его параметров и выгоранием первоначально загруженного топлива отдельные характеристики топливной решетки изменяются в широких пределах.

Для определения коэффициентов реактивности и диапазонов изменения реактивности под воздействием различных факторов, связанных с изменением эксплуатационных режимов реактора, обычно выделяют следующие критические состояния топливных решеток:

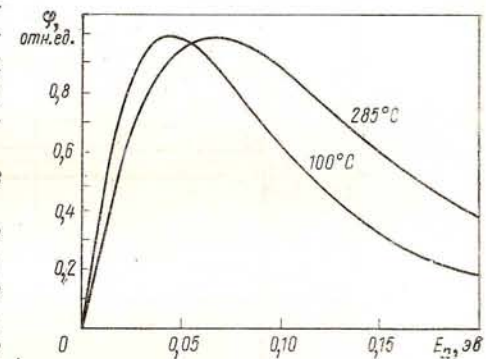


Рис. 2.4. Влияние температуры теплоносителя на спектр тепловых нейтронов в топливной решетке ВВЭР-440 (решетка свежая, неотравленная, без мощности)

- а) холодное,  $t_{H_2O} = t_{UO_2} = 20^\circ C$ , не оравленное Sm;
- б) холодное, оравленное Sm;
- в) горячее, неотравленное, без мощности,  $t_{H_2O} = t_{UO_2} = t_{H_2O}^{рабочее}, ^\circ C$ ;
- г) горячее, неотравленное, на мощности,  $t_{UO_2} > t_{H_2O}, ^\circ C$ ;
- д) горячее, на мощности, оравленное Xe;

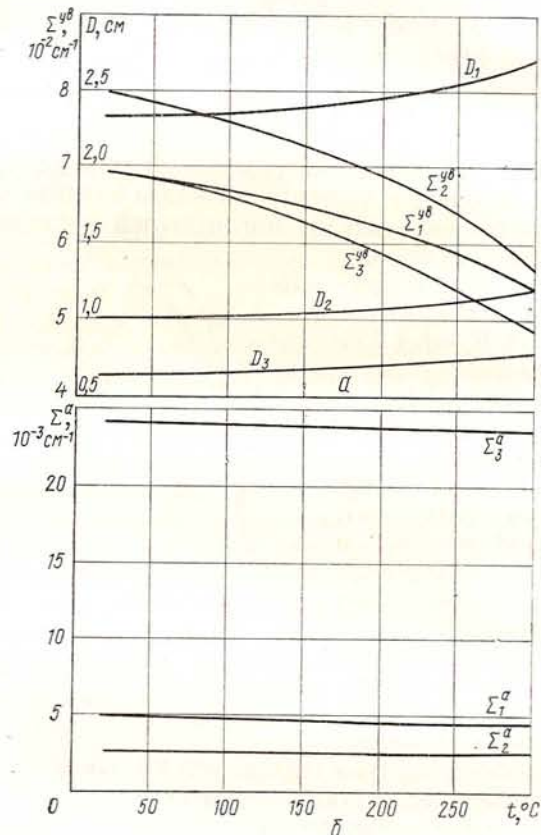
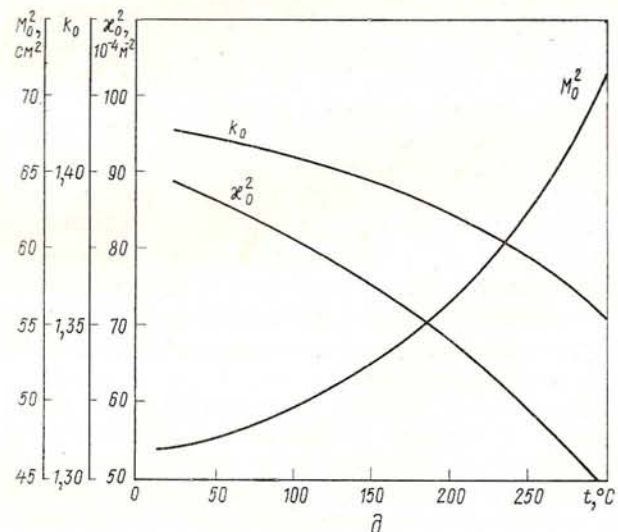
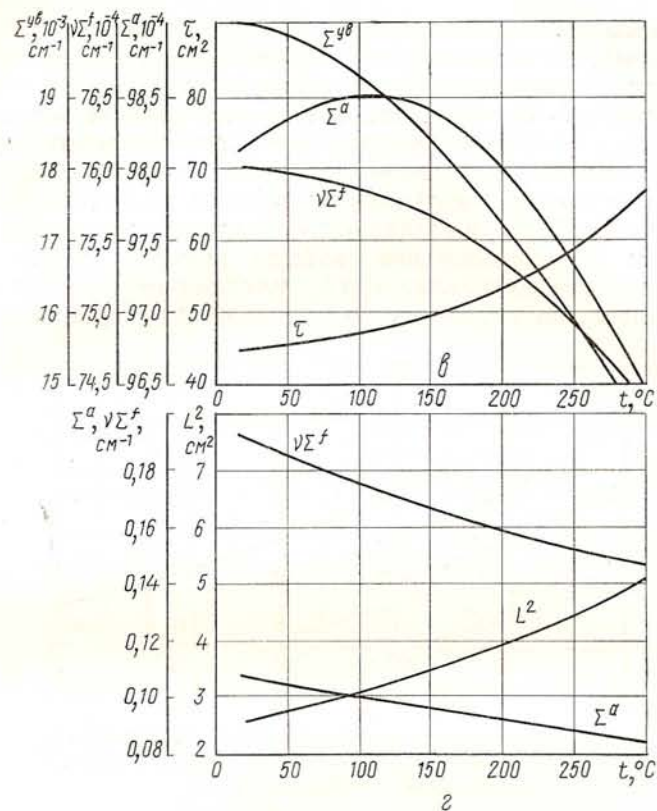


Рис. 2.5. Зависимости нейтронно-физических характеристик (а — сечения увода нейтронов и коэффициента диффузии решетки в трех надтепловых энергетических группах; б — сечения поглощения решетки в верхних энергетических группах; в — усредненных нейтронно-физических характеристик решетки в эпитепловой области энергий нейтронов больше 0,625 эв; г — нейтронно-физических характеристик решетки в тепловой области энергий нейтронов меньше 0,625 эв; д — размножающих асимптотических характеристик решетки) топливной решетки ВВЭР-440 с обогащением 3,6% от температуры воды (топливо свежее, неотравленное, мощность кассеты равна нулю)



е) горячее, на мощности, отравленное Sm и Xe;  
 ж) горячее, на мощности, отравленное Sm и Xe, с выгоранием урана до некоторого значения  $\rho_{\text{пл}}$  (кг/т U).

Состояния «а»—«д» относятся к топливной решетке без выгорания, т. е. с  $\rho_{\text{пл}} = 0$ , а «е» и «ж» означают рабочее состояние решетки в невыгоревшем и выгоревшем состояниях соответственно.

Анализ изменения нейтронно-физических характеристик топливных решеток ВВЭР в различных критических состояниях показывает, что: 1) размножающие свойства решеток, определяемые асимптотическими величинами  $k_0^2$  и  $k_0$ , улучшаются с ростом обогащения топлива, но ухудшаются с ростом температуры, мощности,



Рис. 2.6. Зависимость асимптотического коэффициента размножения нейтронов от выгорания при различном обогащении топлива ВВЭР-440

отравления Sm и Xe, глубины выгорания (см. гл. 3 и 4); 2) асимптотическая площадь миграции  $M_0^2$  для решеток ВВЭР-440 с увеличением температуры возрастает, а с выгоранием топлива уменьшается. Обширный материал по сопоставлению расчетных и экспериментальных данных приведен в работе [24].

Зависимости рассчитанных по программе POP основных нейтронно-физических характеристик топливной решетки ВВЭР-440 от температуры замедлителя и глубины выгорания топлива представлены на рис. 2.4—2.6, из рассмотрения которых видно, что сечения поглощения  $\Sigma_i^a$  в трех надтепловых (верхних) группах с изменением температуры замедлителя в свежей, неотравленной, без мощности решетке остаются практически неизменными, сечения увода  $\Sigma_i^u$  уменьшаются с ростом температуры, а коэффициенты диффузии  $D_i$  слабо возрастают.

При двухгрупповой модели (с границей  $E_{\text{гр}} = 0,625 \text{ эв}$ ) сечения поглощения и деления в надтепловой области ( $E > 0,625 \text{ эв}$ ) с ростом температуры замедлителя в свежей, неотравленной, без мощности решетке уменьшаются, сечение увода падает, а площадь замедления  $\tau$  заметно возрастает.

В тепловой области ( $E < 0,625 \text{ эв}$ ) с ростом температуры замедлителя отмечается уменьшение сечений  $\Sigma^a$  и  $\nu \Sigma^f$  и значительное увеличение квадрата длины диффузии  $L^2$ .

Характер изменения нейтронно-физических характеристик решетки от температуры связан в первую очередь с изменением плотности воды и температуры топливного блока (доплер-эффект).

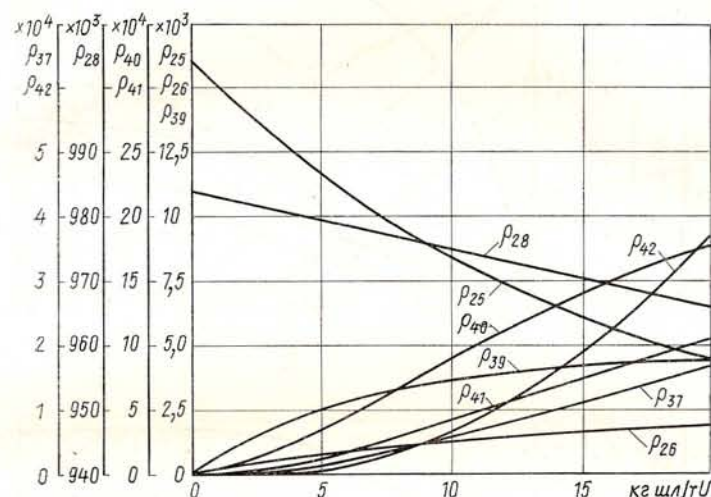


Рис. 2.7. Динамика изменения изотопного состава ядерного горючего с обогащением 1,6% ВВЭР-440 при отсутствии борной кислоты в теплоносителе

Для рабочего состояния топливных решеток ВВЭР-440 с обогащением 1,6; 2,4 и 3,6% изменение  $k_0 = f(\rho_{\text{пл}})$  дано на рис. 2.6, а изменение изотопного состава топлива при выгорании — на рис. 2.7—2.9\*.

Динамика изменения изотопного состава горючего позволяет сравнить влияние условий эксплуатации на процесс выгорания топлива. Например, влияние борной кислоты, присутствующей в теплоносителе-замедлителе ВВЭР-440 с концентрацией  $C_B = 0,25 \text{ г/кг H}_2\text{O}$ , можно проследить при сравнении рис. 2.8, а и б.

\* Принята следующая индексация изотопов:

Изотоп	$^{235}\text{U}$	$^{236}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{237}\text{Np}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{240}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$	$^{242}\text{Pu}$
Индекс	25	26	28	37	39	40	41	42

Например,  $\rho_{39}$  — относительная концентрация  $^{239}\text{Pu}$  в 1 т урана.

Активная зона реактора содержит, как правило, набор топливных решеток одного геометрического типа, отличающихся только обогащением горючего по  $^{235}\text{U}$ , а также возможным присутствием поглощающих элементов или бора в чехлах кассет.

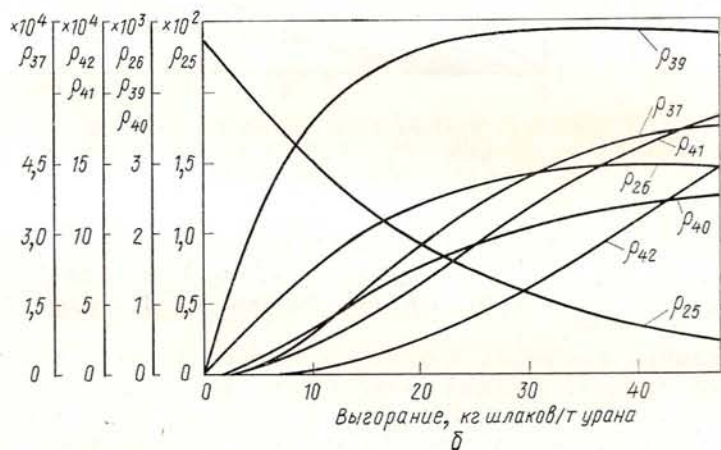
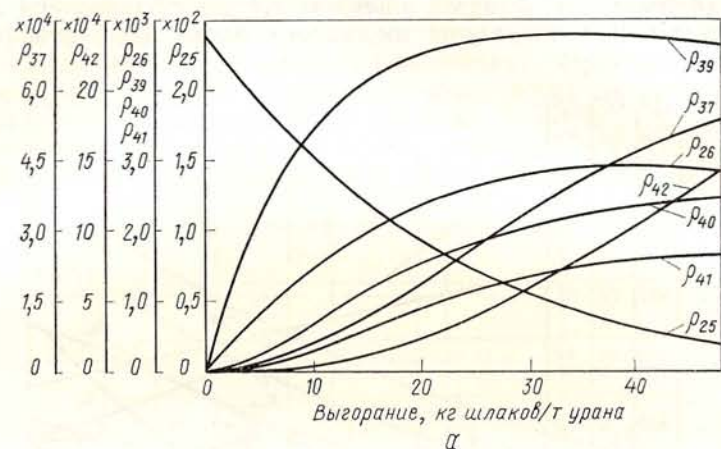


Рис. 2.8. Динамика изменения изотопного состава ядерного горючего с обогащением 2,4% ВВЭР-440 при отсутствии борной кислоты в теплоносителе (а) и в присутствии борной кислоты в теплоносителе ( $C_B = 0,25$  гВ/кг  $\text{H}_2\text{O}$ ) (б)

Экспериментально установлено [24], что площадь миграции нейтронов в активной зоне, содержащей топливные кассеты с различным начальным обогащением и различной глубиной выгорания, удовлетворительно совпадает со средним арифметическим («фиктивным») значением  $M_{\Phi}^2$ , полученным усреднением асимптотических значений  $M_0^2$  отдельных топливных кассет. Это, в свою очередь,

позволяет определить коэффициент размножения нейтронов («фиктивный»)  $k_{\Phi}$  в каждой топливной кассете смешанной активной зоны по формуле

$$k_{\Phi} = 1 + \kappa_0^2 M_{\Phi}^2. \quad (2.18)$$

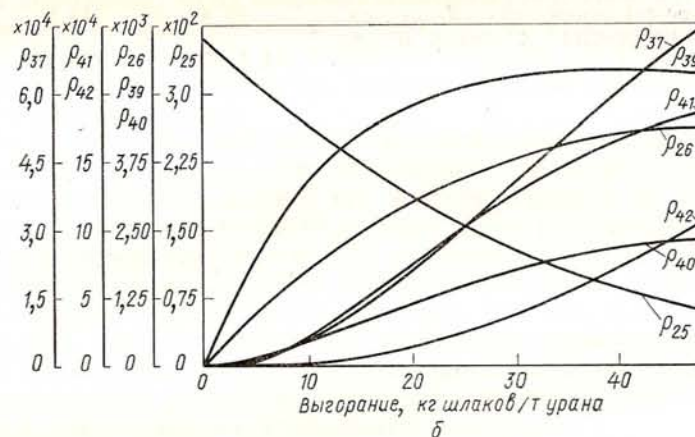
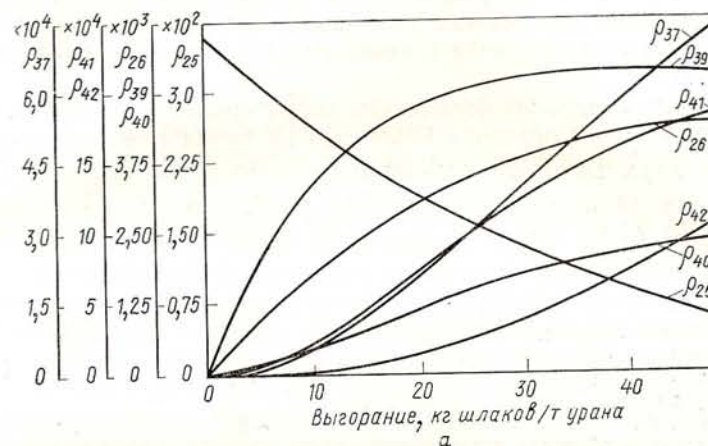


Рис. 2.9. Динамика изменения изотопного состава ядерного горючего с обогащением 3,6% ВВЭР-440 при отсутствии борной кислоты в теплоносителе (а) и в присутствии борной кислоты в теплоносителе ( $C_B = 0,25$  гВ/кг  $\text{H}_2\text{O}$ ) (б)

Аналогично тому, как найдено  $M_{\Phi}^2$ , можно определить «фиктивные» значения возраста нейтронов  $\tau_{\Phi}$  и квадрата длины диффузии  $L_{\Phi}^2$ .

Полученные по формуле (2.18) значения  $k_{\Phi}$  для каждой кассеты и  $M_{\Phi}^2$  используются в трехмерной расчетной модели реальной активной зоны ВВЭР (см. гл. 7).

Для расчета распределения плотности потока нейтронов в конечной активной зоне, как известно, необходимо задаться граничными условиями на внешней поверхности активной зоны [14, 21—23]. При расчете ВВЭР их принято задавать в виде обратного удвоенного значения логарифмической производной потока нейтронов на границе отражателя активной зоны, которая зависит от температуры теплоносителя и концентрации в нем борной кислоты (см. гл. 7).

Основные нейтронно-физические характеристики первой загрузки активной зоны реактора ВВЭР-440 IV блока Нововоронежской АЭС для двух состояний реактора: I —  $\bar{t}_1 = 20^\circ \text{C}$ ;  $N_p = 0$ ;  $C_B = 0$ ;  $\rho_{\text{пл}} = 0$ ; не отравленное  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$  и II —  $\bar{t}_1 = 285^\circ \text{C}$ ;  $N_p = 1375 \text{ Мвт}$ ;  $C_B = 0$ ;  $\rho_{\text{пл}} = 0$ ; отравленное  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$  приведены ниже:

	I	II
Площадь миграции $M^2_{\text{ф}}, \text{см}^2$	44,7	64,5
«Возраст» нейтронов $\tau_{\text{ф}}, \text{см}^2$	~40	~57
Квадрат длины диффузии $L^2_{\text{ф}}, \text{см}^2$	~4	~8
Эффективная добавка отражателя $\delta_{\text{эф}}, \text{см}$	~8,7	~12
Удвоенная обратная логарифмическая производная для радиального (бокового) отражателя $2dR_{\text{лог}}, \text{см}$	13,8	18,8
Геометрический параметр $B^2, \text{см}^{-2}$		
$k_{\text{эф}}$	$3,9 \cdot 10^{-4}$ 1,216	$3,72 \cdot 10^{-4}$ 1,104

### 3.1. Кинетика реактора на мгновенных и запаздывающих нейтронах

Водо-водяной энергетический реактор, как и реактор любого другого типа, представляет собой динамическую систему, в которой могут протекать различные переходные процессы.

Рассмотрим последовательность протекания процесса деления  $^{235}\text{U}$  во времени. В момент деления ядра  $^{235}\text{U}$  появляется 2—3 быстрых нейтрона (мгновенные нейтроны), имеющие среднюю энергию порядка 2 Мэв. Большая часть этой энергии теряется нейтроном при упругом и неупругом рассеянии на ядрах конструкционных материалов, теплоносителя и топлива. Если эти нейтроны не будут поглощены, то их энергия снизится в результате замедления до энергии теплового движения, т. е. примерно до 0,025 эв (при  $20^\circ \text{C}$ ). Процесс замедления протекает за время порядка  $10^{-5}$  сек. Время замедления называется *средним временем жизни* мгновенных нейтронов деления.

После снижения энергии до тепловой нейтрон диффундирует в активной зоне, а затем, если избежит поглощения без деления, поглотится ядром  $^{235}\text{U}$ , вызвав его деление. Среднее время жизни теплового нейтрона для ВВЭР порядка  $10^{-3}$ — $10^{-4}$  сек. От момента поглощения нейтрона ядром  $^{235}\text{U}$  до момента деления последнего проходит время около  $10^{-14}$  сек. Таким образом, полное время цикла цепной реакции равно примерно  $10^{-3}$  сек. Существование небольшой доли запаздывающих нейтронов увеличивает среднее время жизни нейтронов. Пренебрежем пока наличием запаздывающих нейтронов и рассмотрим поведение реактора во времени (кинетику) с учетом только мгновенных нейтронов.

Запишем нестационарное уравнение диффузии тепловых нейтронов в возрастном приближении (расчет переходных процессов в ВВЭР проводится с учетом всех эффектов реактивности по отдельной программе, здесь же рассмотрим лишь самое простейшее приближение [22]):

$$D\nabla^2 \varphi(\nu, t) - \Sigma_a \varphi(\nu, t) + k_{\infty} \Sigma_a \exp(-\kappa^2 \tau) \varphi(\nu, t) = \frac{1}{\nu} \frac{\partial \varphi(\nu, t)}{\partial t}, \quad (3.1)$$

где  $D$  — коэффициент диффузии, см;  $\Sigma_a$  — макроскопическое сечение поглощения,  $\text{см}^{-1}$ ;  $k_{\infty}$  — коэффициент размножения нейтро-

нов в бесконечной среде;  $\kappa^2$  — геометрический параметр активной зоны,  $\text{см}^{-2}$ ;  $\tau$  — возраст нейтронов по Ферми,  $\text{см}^2$ ;  $v$  — скорость нейтронов,  $\text{см}/\text{сек}$ .

Решением нестационарного уравнения диффузии тепловых нейтронов будет соотношение

$$\varphi(v, t) = \varphi_0 \exp\left(\frac{\delta k}{l} t\right), \quad (3.2)$$

где  $l = l_0/(1 + L^2\kappa^2)$  — среднее время жизни нейтрона в конечном реакторе,  $\text{сек}$ ;  $\delta k = k_{\text{эф}} - 1$  — избыточный коэффициент размножения;  $k_{\text{эф}} = k_{\infty} \exp(-\kappa^2\tau)/(1 + L^2\kappa^2)$  — эффективный коэффициент размножения;  $\varphi_0$  — плотность нейтронного потока в момент времени  $t = 0$ .

Отношение  $l/\delta k$  называют *периодом реактора на мгновенных нейтронах* и обозначают  $T$ . Из выражения (3.2) вытекает следующее определение физического смысла периода реактора: *период реактора* есть время, за которое плотность потока нейтронов изменяется в «е» раз.

Покажем на небольшом примере, как изменяется плотность нейтронного потока в реакторе при изменении реактивности последнего в случае учета только мгновенных нейтронов деления. При среднем времени жизни нейтронов  $l = 10^{-3}$   $\text{сек}$  и избыточной положительной реактивности  $\delta k = 0,001$  период реактора  $T = 1$   $\text{сек}$ . В этом случае за 1  $\text{сек}$  плотность нейтронного потока, а следовательно, и мощность реактора увеличится в «е» раз, т. е. примерно в 2,7 раза. При  $\delta k = 0,005$  мощность за 1  $\text{сек}$  увеличивается примерно в 150 раз.

Очевидно, что в предположении существования только мгновенных нейтронов реактор практически неуправляем. Наличие небольшой доли запаздывающих нейтронов значительно упрощает управление ядерным реактором. Запаздывающие нейтроны возникают не в процессе деления, а позже, в результате радиоактивного распада осколков деления. По времени испускания эти нейтроны подразделяют на шесть отдельных *групп*.

Относительные и абсолютные выходы запаздывающих нейтронов на одно деление, а также их постоянные распады приведены в гл. 1 (с. 17). Несмотря на малый выход, запаздывающие нейтроны играют решающую роль в управлении реактором. Они обладают большей вероятностью вызвать деления ядер  $^{235}\text{U}$  вследствие более высокого сечения деления  $^{235}\text{U}$  и меньшей вероятностью утечки. Это обусловлено меньшей энергией рождающихся запаздывающих нейтронов по сравнению со средней энергией мгновенных нейтронов деления. В связи с этим принято говорить о большой *ценности* запаздывающих нейтронов.

При расчетах кинетики реакторов шесть групп запаздывающих нейтронов объединяют в одну *эффективную группу* с учетом их ценности. Эффективная группа запаздывающих нейтронов характеризуется *эффективным временем жизни нейтронов, выходом запаздывающих нейтронов и постоянной времени распада* источников

запаздывающих нейтронов. Для ВВЭР расчет этих величин выполняется на ЭВМ по программе КР [25].

Рассмотрим кинетику реактора с учетом запаздывающих нейтронов. Нестационарное уравнение диффузии в этом случае имеет вид системы уравнений (возрастное приближение):

$$D\nabla^2 \varphi(v, t) - \Sigma_a \varphi(v, t) + (1 - \beta_{\text{эф}}) k_{\infty} \Sigma_a \varphi(v, t) \exp(-\kappa^2 \tau) + P \lambda_{\text{эф}} C \exp(-\kappa^2 \tau) = \frac{1}{v} \frac{\partial \varphi(v, t)}{\partial t}; \quad (3.3)$$

$$\frac{\partial C(v, t)}{\partial t} = \frac{k_{\infty}}{P} \beta_{\text{эф}} \Sigma_a \varphi(v, t) - \lambda_{\text{эф}} C(v, t), \quad (3.4)$$

где  $\beta_{\text{эф}}$  — эффективный выход запаздывающих нейтронов;  $\lambda_{\text{эф}}$  — эффективная постоянная распада ядер-предшественников запаздывающих нейтронов,  $\text{сек}^{-1}$ ;  $P$  — вероятность избежать резонансного захвата;  $C(v, t)$  — концентрация ядер-предшественников запаздывающих нейтронов.

Решение системы уравнений (3.3) и (3.4) имеет вид

$$\varphi(v, t) = \varphi_0 \left[ \frac{\beta_{\text{эф}}}{\beta_{\text{эф}} - \rho} \exp\left(\frac{\lambda_{\text{эф}} \rho}{\beta_{\text{эф}} - \rho} t\right) - \frac{\rho}{\beta_{\text{эф}} - \rho} \exp\left(-\frac{\beta_{\text{эф}} - \rho}{l} t\right) \right]. \quad (3.5)$$

Второй член этого выражения быстро стремится к нулю, поэтому для установившегося переходного процесса можно записать упрощенно:

$$\varphi(v, t) = \varphi_0 \frac{\beta_{\text{эф}}}{\beta_{\text{эф}} - \rho} \exp\left(\frac{\lambda_{\text{эф}} \rho}{\beta_{\text{эф}} - \rho} t\right). \quad (3.6)$$

Установившийся период реактора при наличии запаздывающих нейтронов определяется соотношением

$$T = (\beta_{\text{эф}} - \rho)/\lambda_{\text{эф}} \rho. \quad (3.7)$$

При больших значениях реактивности запаздывающие нейтроны не оказывают влияния на поведение реактора, и период реактора равен

$$T = l/\delta k_{\text{эф}}. \quad (3.8)$$

Таким образом, при высвобождении большой положительной реактивности период реактора совпадает с периодом реактора на мгновенных нейтронах. Состояние реактора, при котором он становится критичным на одних мгновенных нейтронах, называют *мгновенной критичностью*. В этом случае рост мощности реактора происходит настолько быстро, что он становится неуправляемым.

Условием мгновенной критичности является соотношение

$$\delta k_{\text{эф}} \geq \beta_{\text{эф}}. \quad (3.9)$$

Нарастание мощности реактора при выполнении этого условия происходит настолько быстро, что запаздывающие нейтроны не влияют на переходный процесс.

Необходимо отметить, что присутствие  $^{239}\text{Pu}$  в топливе уменьшает период реактора при высвобождении одного и того же значения реактивности.

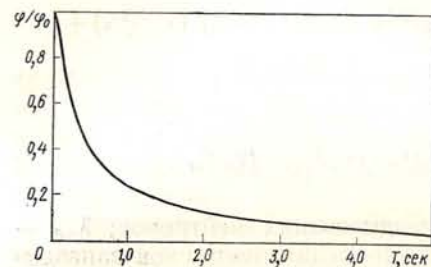


Рис. 3.1. Спад нейтронной мощности ВВЭР при срабатывании аварийной защиты

При останове реактора спад плотности нейтронного потока можно приближенно оценить по формуле (3.5). На рис. 3.1 приведена кривая спада плотности нейтронного потока в ВВЭР, где  $\phi_0$  — начальная плотность нейтронного потока при срабатывании системы управления и защиты реактора, причем скорость ввода реактивности принята равной 2% реактивности в секунду. Влияние мгновенных нейтронов на спад

плотности нейтронного потока практически прекращается примерно через 0,3—0,5 сек от начала ввода отрицательной реактивности, т. е. уменьшение плотности нейтронного потока при заглушении реактора обусловлено в основном запаздывающими нейтронами

### § 3.2. Коэффициенты реактивности реактора

Реактивность и, следовательно, запас реактивности ВВЭР сильно зависят от температуры активной зоны. Как правило, с увеличением температуры, в частности при подъеме мощности, реактивность ВВЭР падает (это явление используют для обеспечения безопасности управления реактором). Изменение реактивности при повышении температуры активной зоны обусловлено рядом явлений, происходящих в замедлителе-теплоносителе и в топливе. Это в первую очередь уменьшение плотности воды с ростом температуры, приводящее к снижению числа атомов замедлителя в единице объема и, как следствие этого, к уменьшению замедляющей способности воды. Вследствие этого, а также из-за увеличения кинетической энергии ядер замедлителя (водорода) при повышении температуры воды происходит ужесточение спектра нейтронов, приводящее к изменению нейтронных сечений ядер топлива, теплоносителя и конструкционных материалов и, следовательно, нейтронно-физических характеристик решетки активной зоны. Повышение температуры топлива, кроме того, увеличивает резонансный захват нейтронов изотопом  $^{238}\text{U}$  (эффект Доплера).

Наиболее важную роль при повышении температуры активной зоны играют следующие эффекты: 1) уменьшение сечения поглощения нейтронов в воде, подчиняющегося закону  $1/v$ ; 2) уменьшение

сечения рассеяния и плотности воды и связанное с этим снижение замедляющей способности воды; 3) уменьшение сечения поглощения и деления урана и трансурановых элементов; 4) увеличение резонансного захвата нейтронов в топливе (эффект Доплера); 5) уменьшение сечения поглощения нейтронов цирконием и ниобием.

Одни из этих эффектов вносят положительный, другие — отрицательный вклад в суммарный температурный эффект. Эффект 1 вносит положительный вклад за счет уменьшения поглощения нейтронов в воде. Снижение замедляющей способности воды дает отрицательную составляющую, которая, как правило, превышает все положительные составляющие температурного эффекта. Эффекты 3 и 4 также уменьшают реактивность активной зоны. Последний эффект вносит небольшую положительную компоненту в температурный эффект.

Дополнительное влияние на температурный эффект реактивности связано с накоплением при выгорании топлива изотопов плутония. Изотопы  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$  имеют большие сечения деления и поглощения при энергии нейтронов около 0,3 эв. Изотопы  $^{240}\text{Pu}$  и  $^{242}\text{Pu}$  имеют сильные резонансы поглощения при энергии, примерно равной 1 эв. С повышением температуры активной зоны происходит уширение резонансов изотопов плутония, при этом значительно проявляется блокировка резонансов. В сумме накопление изотопов плутония вносит положительный вклад в температурный эффект реактивности.

При расчетах нейтронно-физических характеристик ВВЭР вводится несколько коэффициентов реактивности, характеризующих температурные и некоторые другие эффекты. Как правило, это: 1) коэффициент реактивности по температуре воды  $k_1$ ; 2) коэффициент реактивности по температуре топлива  $k_2$ ; 3) коэффициент реактивности по давлению водного теплоносителя  $k_3$ ; 4) коэффициент реактивности по плотности воды  $k_4$ ; 5) мощностной коэффициент реактивности  $k_5$  и 6) коэффициент реактивности по концентрации борной кислоты в теплоносителе  $k_6$ .

Температурный коэффициент реактивности  $k_1$  определяется как отношение изменения реактивности реактора к изменению средней температуры воды и обозначается  $\partial\rho/\partial t_{\text{H}_2\text{O}}$ . Он учитывает также изменение плотности воды при изменении ее температуры, т. е. коэффициент  $k_4$  входит составной частью в  $k_1$ .

Коэффициент реактивности по температуре топлива  $k_2$  характеризует изменение реактивности реактора при изменении средней температуры топлива и обозначается  $\partial\rho/\partial t_{\text{UO}_2}$ .

Сумма коэффициентов реактивности по температуре воды и топлива представляет собой температурный коэффициент реактивности реактора  $\partial\rho/\partial t$  и определяется как изменение реактивности при изменении средней температуры воды и топлива в реакторе, которые одинаковы при работе активной зоны на нулевой мощности.

Очевидно, что в экспериментах на реакторе практически невозможно определить температурные коэффициенты по воде и топ-

ливу в отдельности. Как правило, определяется суммарный температурный эффект при работе на ничтожно малой мощности и разогреве воды главными циркуляционными насосами или посторонним источником тепла. Коэффициенты  $k_1$  и  $k_2$  в отдельности можно оценить только расчетом или в косвенных экспериментах на критических сборках.

При подъеме мощности реактора происходит дополнительное увеличение температуры топлива, которая становится выше температуры теплоносителя (рис. 3.2). Кроме того, появляется температурный перепад между центром и поверхностью твэла. Увеличение температуры топлива дополнительно уменьшает реактивность за счет эффекта Доплера. Это уменьшение реактивности называют *мощност-*

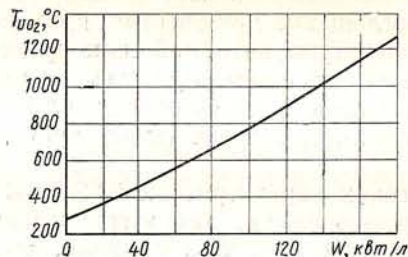


Рис. 3.2. Зависимость средней температуры топлива ВВЭР-440 от удельной мощности (при  $t_{H_2O} = 285^\circ\text{C}$ )

ным эффектом, для которого вводится специальный коэффициент  $k_3 = \partial\rho/\partial N$ . Экспериментально *мощностной коэффициент реактивности* определяется измерением изменения реактивности при постепенном увеличении мощности реактора и неизменной температуре воды.

Мощностной и температурный коэффициенты реактивности не остаются постоянными во всем интервале рабочих температур реактора. С ростом температуры воды отрицательный коэффициент реактивности по температуре воды  $-k_1$  увеличивается, а коэффициент реактивности  $k_2$  уменьшается (рис. 3.3 и 3.4).

В течение работы загрузки реактора коэффициент реактивности по температуре воды и топлива увеличивается по абсолютному значению, что является следствием накопления плутония и осколков деления и уменьшения концентрации борной кислоты.

Коэффициент реактивности по давлению теплоносителя в ВВЭР мал, так как вода является слабосжимаемой жидкостью. Однако

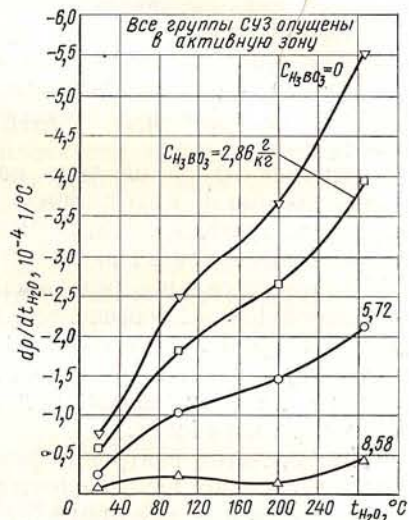


Рис. 3.3. Зависимость коэффициента реактивности по температуре воды от температуры теплоносителя для ВВЭР-440 IV блока НВАЭС



Рис. 3.4. Зависимость коэффициента реактивности по температуре топлива от температуры теплоносителя для ВВЭР IV блока НВАЭС

определяется как  $\partial\rho/\partial C_{H_3BO_3}$ . Значения коэффициентов реактивности для реакторов Нововоронежской АЭС приведены в табл. 3.1.

Таблица 3.1  
Коэффициенты реактивности ВВЭР-365 и ВВЭР-440 НВАЭС  
(на начало кампании)

Коэффициент реактивности	ВВЭР-365		ВВЭР-440, IV блок	
	20° С	260° С	20° С	285° С
<sup>#</sup> По температуре двуокиси урана, $10^{-4}^\circ\text{C}^{-1}$	-0,33	-0,25	-0,38	-0,32
<sup>#</sup> По температуре воды, $10^{-4}^\circ\text{C}^{-1}$	-(1÷2)	-(3÷4)	0,001	-1,286
По плотности воды, $(\text{г/см}^3)^{-1}$	—	0,18÷0,25	-0,102	0,06
По мощности реактора, $10^{-4} 1/\%$	—	-1,5	—	-1,7
По содержанию борной кислоты в воде, $10^{-2} \text{ кг/г H}_3\text{BO}_3$	-2,87	-2,42	-2,18	-1,86

В некоторых случаях, в частности при включении в работу циркуляционных петель реактора во время пусков или после ремонта с температурой воды более низкой или с меньшей концентрацией борной кислоты, возможно нежелательное высвобождение реактивности. Например, в работе [26] рассматривается расчетная модель поведения ВВЭР при снижении температуры воды на входе в активную зону. С понижением входной температуры с 266 до 232° С в одной четвертой части зоны высвобождалась реактивность



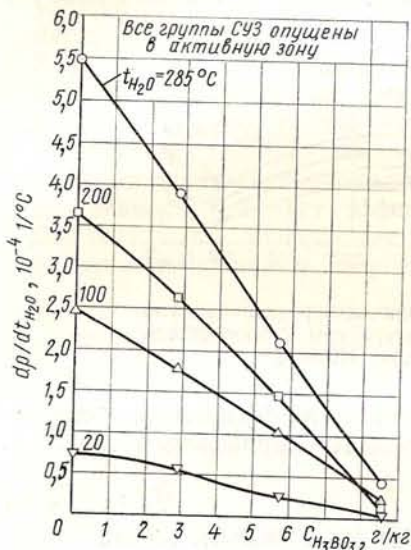
$\rho \approx 0,002$ , значение которой через 6 сек уменьшалось до 0,001. В литературе рассматриваются некоторые случаи подачи более холодной воды в действующий реактор, находящийся в критическом состоянии [27]. На АЭС «Дрезден-2» [США], где установлен реактор кипящего типа, были отмечены случаи подачи более холодной воды в реактор при ложном включении резервного циркуляционного насоса и самопроизвольного увеличения расхода питательной воды. Высвобождение реактивности из-за снижения температуры воды в реакторе вызвало в обоих случаях разгон реактора и срабатывание аварийной защиты.

Компенсация запаса реактивности борной кислотой позволяет уменьшить неравномерность энерговыделения по активной зоне и, следовательно, увеличить допустимую мощность реактора и глубину выгорания топлива.

Уменьшение неравномерности энерговыделения обусловлено тем, что раствор борной кислоты изменяет нейтронно-физические характеристики всей активной зоны, в то время как поглощающие стержни действуют преимущественно на близлежащие районы зоны.

Однако при компенсации реактивности борной кислотой необходимо считаться с уменьшением по абсолютному значению отрицательного температурного коэффициента реактивности ВВЭР. Причиной этого является уменьшение плотности раствора борной кислоты с ростом температуры, которое влечет за собой снижение концентрации поглощающих ядер  $^{10}\text{B}$  в единице объема теплоносителя. Поэтому присутствие борной кислоты в основном влияет на коэффициент реактивности по температуре воды, уменьшая его абсолютное значение в несколько раз (рис. 3.5).

Рис. 3.5. Зависимость коэффициента реактивности по температуре воды от концентрации борной кислоты в теплоносителе для ВВЭР-440 IV блока НВАЭС



В некоторой мере присутствие борной кислоты в теплоносителе увеличивает отрицательный коэффициент реактивности по температуре топлива, поскольку сечение поглощения изотопа  $^{10}\text{B}$  подчиняется закону  $1/v$ , и, кроме того, преимущественное поглощение тепловых нейтронов малой энергии приводит к ужесточению спектра нейтронов. Однако влияние борной кислоты на коэффициент реактивности по температуре топлива значительно меньше, чем на ко-

эффициент реактивности по температуре воды. Коэффициент реактивности по температуре воды зависит также от положения групп СУЗ (рис. 3.6).

При больших концентрациях борной кислоты температурный коэффициент реактивности может стать положительным. Наличие положительного температурного коэффициента реактивности у реакторов типа ВВЭР при достаточно высокой концентрации борной кислоты наблюдалось на ряде зарубежных АЭС. Так, реактор «José Cabrera» (Испания) при концентрации борной кислоты

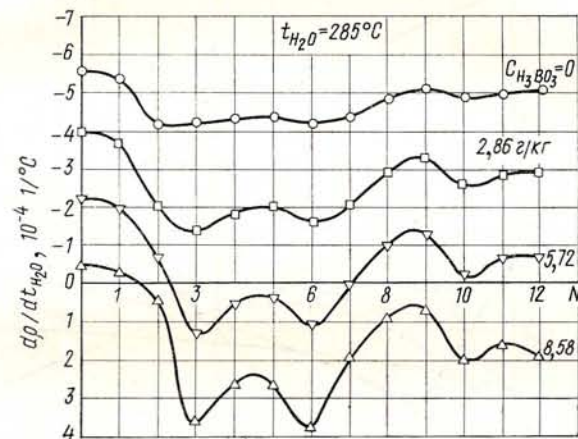


Рис. 3.6. Влияние извлечения групп кассет СУЗ на коэффициент реактивности по температуре воды для ВВЭР-440 IV блока НВАЭС (по оси абсцисс — номер извлеченной из активной зоны группы СУЗ)

$2,054 \text{ г}_{H_2BO_3}/\text{кг}$  имел в горячем состоянии без мощности положительный температурный коэффициент, равный  $1,206 \cdot 10^{-4} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$  [28].

Очевидно, что эксплуатация реактора с положительным температурным коэффициентом реактивности крайне нежелательна, так как усложняются управление и условия безопасности. Поэтому при расчетах ВВЭР выбирают значение концентрации борной кислоты, обеспечивающее устойчивый отрицательный температурный коэффициент.

При работе реактора с борной кислотой в теплоносителе необходимо учитывать также изменение эффективности кассет СУЗ от концентрации борной кислоты (рис. 3.7, 3.8). При наличии борной кислоты суммарная эффективность групп кассет СУЗ уменьшается, однако изменения эффективности отдельных групп при увеличении концентрации борной кислоты носят самый различный характер, который определяется взаимным расположением групп кассет в активной зоне и порядком их взвода. Следует отметить, что эффективность группы № 12 (см. рис. 3.8), выбранной в качестве управляющей группы СУЗ в реакторе ВВЭР-440 IV блока Новово-

ронезской АЭС, при средней рабочей температуре теплоносителя 285° С остается практически постоянной во всем интервале рабочих концентраций борной кислоты.

При расчетах влияния борной кислоты на реактивность в течение кампании необходимо учитывать изменения изотопного состава бора из-за выгорания  $^{10}\text{B}$ .

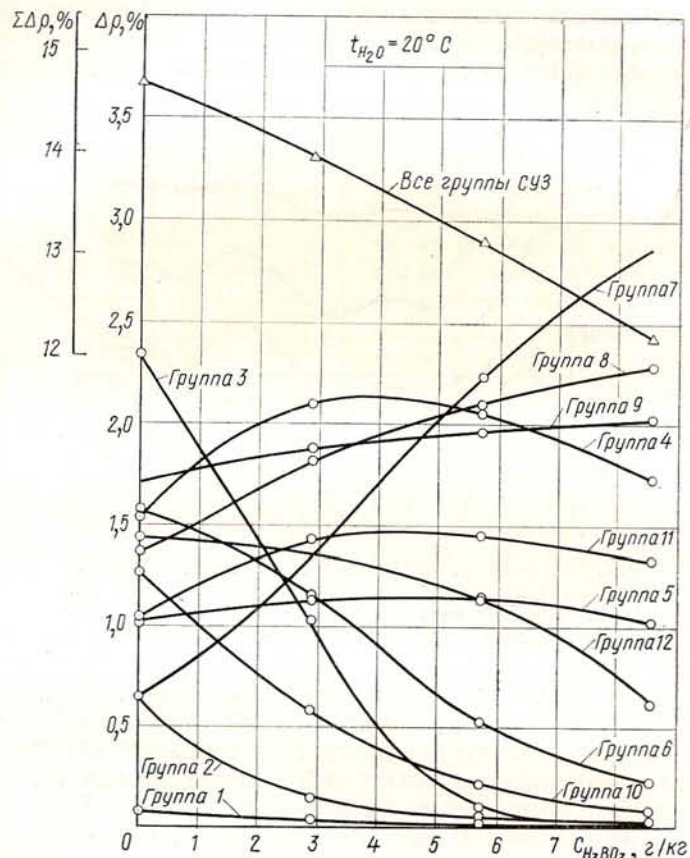


Рис. 3.7. Зависимость интегральной эффективности групп СУЗ ВВЭР-440 IV блока НВАЭС от концентрации борной кислоты

Борная кислота, введенная в первый контур в начале кампании, циркулирует по замкнутому контуру и практически не заменяется (ее только постепенно выводят по мере выгорания топлива). В связи с этим поглощающая способность ее уменьшается, что необходимо учитывать.

Изменение количества изотопа  $^{10}\text{B}$  можно описать следующим дифференциальным уравнением:

$$\frac{dN}{dT} + \sigma_a \varphi \frac{T_{a.z}}{T_{\text{конт}}} N - \frac{N_0}{T} = 0, \quad (3.10)$$

где  $N$  — концентрация ядер изотопа  $^{10}\text{B}$  в теплоносителе,  $\text{см}^{-3}$ ;  $\sigma_a$  — микроскопическое сечение поглощения  $^{10}\text{B}$ ,  $\text{см}^2$ ;  $\varphi$  — средняя плотность потока тепловых нейтронов в реакторе,  $\text{нейтр}/(\text{см}^2 \cdot \text{сек})$ ;  $T_{a.z}/T_{\text{конт}}$  — отношение времени прохождения единицы объема теплоносителя через активную зону реактора к времени прохож-

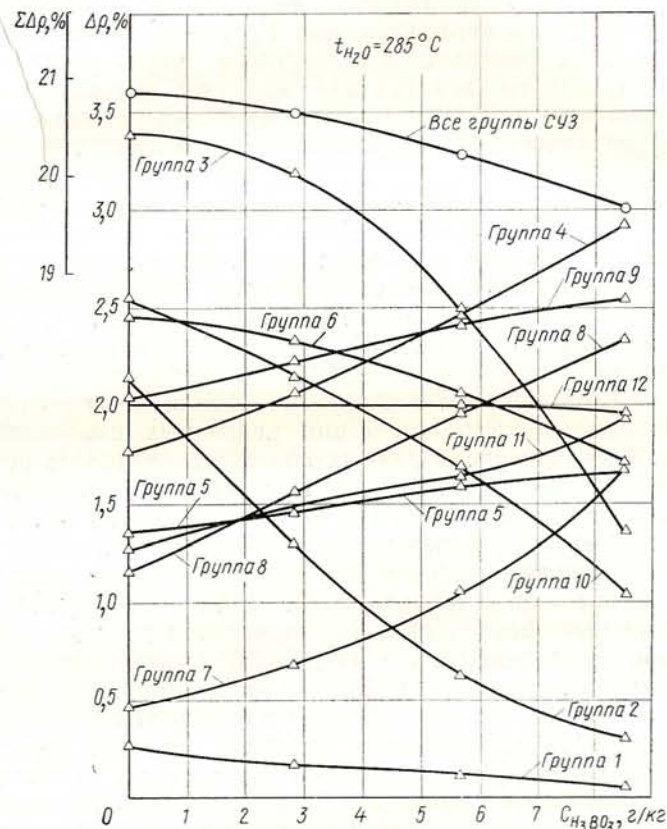


Рис. 3.8. Зависимость интегральной эффективности групп кассет СУЗ ВВЭР-440 IV блока НВАЭС от концентрации борной кислоты при рабочей температуре

дения того же объема через весь первый контур, включая и активную зону реактора;  $N_0$  — концентрация ядер  $^{10}\text{B}$  в начале работы загрузки реактора,  $\text{см}^{-3}$ ;  $T$  — полное время работы загрузки на номинальной мощности,  $\text{эф. сек}$ .

В уравнении (3.10) член  $N_0/T$  учитывает удаление борной кислоты в процессе выгорания топлива. Принято, что количество удален-

ной борной кислоты линейно зависит от эффективного времени работы реактора. Решение уравнения (3.10) имеет следующий вид:

$$\frac{N}{N_0} = \frac{T_{\text{конт}}}{\sigma_a \varphi T_{a.z.}} + \left(1 - \frac{T_{\text{конт}}}{\sigma_a \varphi T_{a.z.}}\right) \exp\left(-\sigma_a \varphi \frac{T_{a.z.}}{T_{\text{конт}}} t\right). \quad (3.11)$$

Отношение  $T_{a.z.}/T_{\text{конт}}$  можно приближенно принять равным  $V_{a.z.}/n_{\text{петл}} (V_{\text{петл}} + V_{a.z.})$ , где  $V_{\text{петл}}$  — объем теплоносителя в одной циркуляционной петле реактора;  $V_{a.z.}$  — объем теплоносителя в активной зоне реактора;  $n_{\text{петл}}$  — число петель реактора. При длительности работы загрузки 300 эф. суток выгорание изотопа  $^{10}\text{B}$  может достигнуть 10% начального содержания и привести к снижению эффективности борной кислоты по реактивности.

### § 3.3. Требования к системе управления и защиты ВВЭР

Система управления и защиты реактора — основная система обеспечения ядерной безопасности реактора ВВЭР. Она имеет две независимые системы, основанные на разных принципах, а именно: *систему механических органов СУЗ (кассет СУЗ) и систему борного регулирования.*

Система СУЗ выполняет следующие функции: 1) регулировка мощности реактора; 2) компенсация медленных изменений реактивности; 3) обеспечение аварийных и плановых остановов реактора.

Выполнение этих функций обеспечивается при удовлетворении следующих требований к системе СУЗ: 1) надежная и достаточно быстрая компенсация изменений реактивности, связанных с регулированием мощности; 2) обеспечение компенсации запаса реактивности на выгорание топлива в течение работы загрузки реактора, а также компенсации эффектов отравления реактора самарием и ксеноном, одновременно с этим должны компенсироваться температурный и мощностной эффекты реактивности при изменении мощности реактора от нуля до номинального значения; 3) в холодном неотравленном состоянии активной зоны при перегрузках ядерного топлива эффективность СУЗ должна быть достаточно для надежного заглушения реактора с безопасной глубиной подкритичности; 4) эффективность органов регулирования СУЗ и скорость высвобождения реактивности должны исключать возможность возникновения неконтролируемого разгона реактора; 5) при сбросе мощности реактора до нуля система СУЗ должна обеспечить необходимую подкритичность в горячем остановленном реакторе. При этом необходимо учитывать возможный выход из строя одного или нескольких приводов СУЗ с застреванием поглотителей в верхнем положении и возможность самопроизвольного извлечения поглотителей СУЗ из активной зоны; 6) скорость ввода отрицательной реактивности в аварийных режимах должна обеспечивать заглушение реактора в минимально возможное время, определяемое спадом мощности реактора и обеспечивающее сохранность оболочек теплоделяющих элементов активной зоны.

Ниже приведены основные причины изменения реактивности реакторов ВВЭР и их вклад в изменение реактивности в процентах [29].

Доплер-эффект	1,4—1,6
Изменение средней температуры воды	0—1,0
Изменение средней плотности воды	0—0,1
Область регулирования	0,5
Оперативный запас	0,1
Общая эффективность, необходимая для регулирования мощности реактора	2,0—3,3
Выгорание топлива	8,0—10,0
Отравление ксеноном и самарием	3,0
Расхолаживание	4,0—5,0
Подкритичность при перегрузке	2,0—10,0
Общая эффективность, необходимая для компенсации медленных изменений реактивности	17,0—28,0
Изменение мощности при останове реактора	1,4—2,7
Подкритичность горячего реактора	1,0
Эффективность одного поглотителя, застрявшего в верхнем положении	1,0
Общая эффективность, необходимая для останова реактора	3,4—4,7

В ВВЭР система борного регулирования обеспечивает компенсацию медленных изменений реактивности в течение кампании, а система механических органов управления — регулирование мощности реактора в нестационарных режимах и компенсацию реактивности при плановых и аварийных остановах.

Система механических органов СУЗ обеспечивает ввод отрицательной реактивности в реактор при аварийных режимах со скоростью около 2% реактивности в секунду и обеспечивает высвобождение реактивности при регулировании со скоростью не более 0,22% реактивности в секунду.

В табл. 3.2 приведены запасы и эффекты изменения реактивности для реактора IV блока НВАЭС.

Таблица 3.2

Запасы и эффекты изменения реактивности активной зоны ВВЭР-440 IV блока НВАЭС (первая загрузка)

Параметр	Мощность, %	$\rho$ , %	$\Delta \rho$ , %
Запас реактивности при:			
20° С	—	17,77	—
100° С	—	16,95	—
150° С	—	16,53	—
200° С	—	16,07	—
285° С	—	14,10	—
Температурный эффект при 20—285° С	—	—	3,67
Мощностной эффект	0—100	—	1,60
Стационарное отравление $^{135}\text{Xe}$	100	—	2,53
» » $^{149}\text{Sm}$	100	—	0,65
Запас реактивности на выгорание	100	9,32	—
Эффективность кассет СУЗ при:			
20° С	—	—	14,66
285° С	—	—	20,82

Кассета СУЗ состоит из двух частей: верхняя — поглотитель, нижняя — ядерное топливо. При взведении кассеты СУЗ поглотитель извлекается из активной зоны и его место занимает топливная часть. Таким образом, подъем кассеты СУЗ высвобождает реактивность реактора как за счет уменьшения поглощения нейтронов, так и за счет увеличения массы топлива в активной зоне. Поглоти-

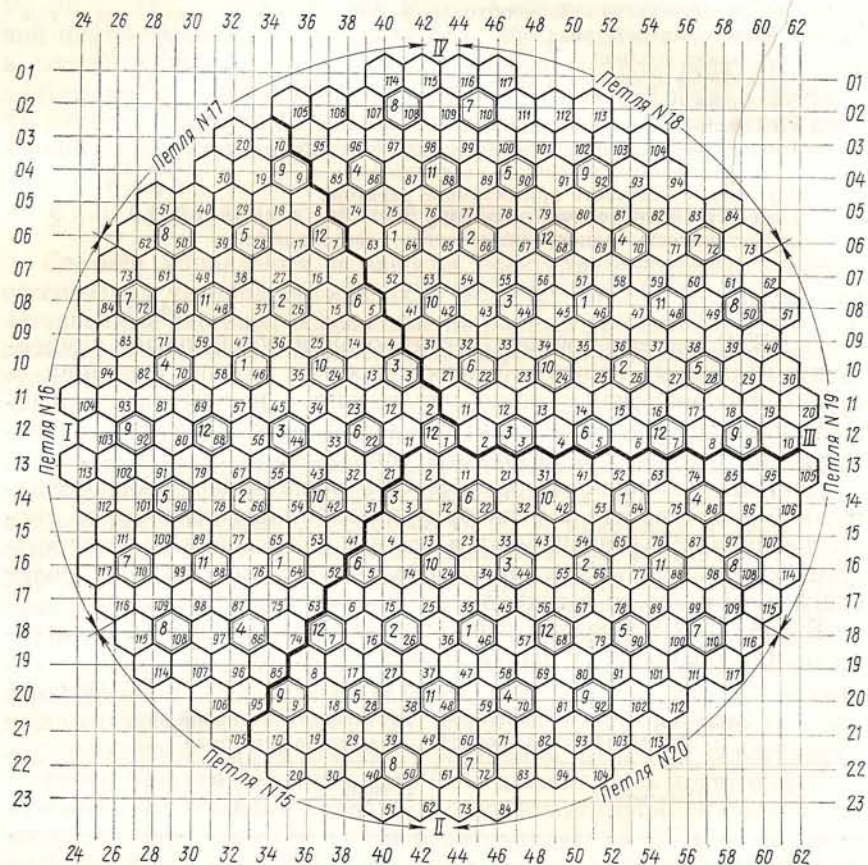


Рис. 3.9. Картограмма размещения групп кассет СУЗ в ВВЭР-440 III блока НВАЭС

тели СУЗ имеют шестигранный чехол с «черными» для тепловых нейтронов стенками. Внутри чехла размещены вкладыши из борированной стали, которые поглощают тепловые и частично эпитепловые нейтроны. Наличие воды внутри поглотителя обеспечивает непрозрачность для быстрых нейтронов. Поглотитель СУЗ служит как бы ловушкой нейтронов: быстрые нейтроны замедляются в воде и поглощаются бором, не выходя за пределы поглотителя; тепловые нейтроны при прохождении через стенки поглотителя поглощаются

в борированных вкладышах. Если извлечь поглотитель из активной зоны, оставив шестигранную водяную полость, то последняя также будет выполнять роль ловушки нейтронов. При этом эффективность водяной полости составляет около 70% эффективности поглотителя СУЗ [30]. Этот эффект используется при перегрузке топлива: перед

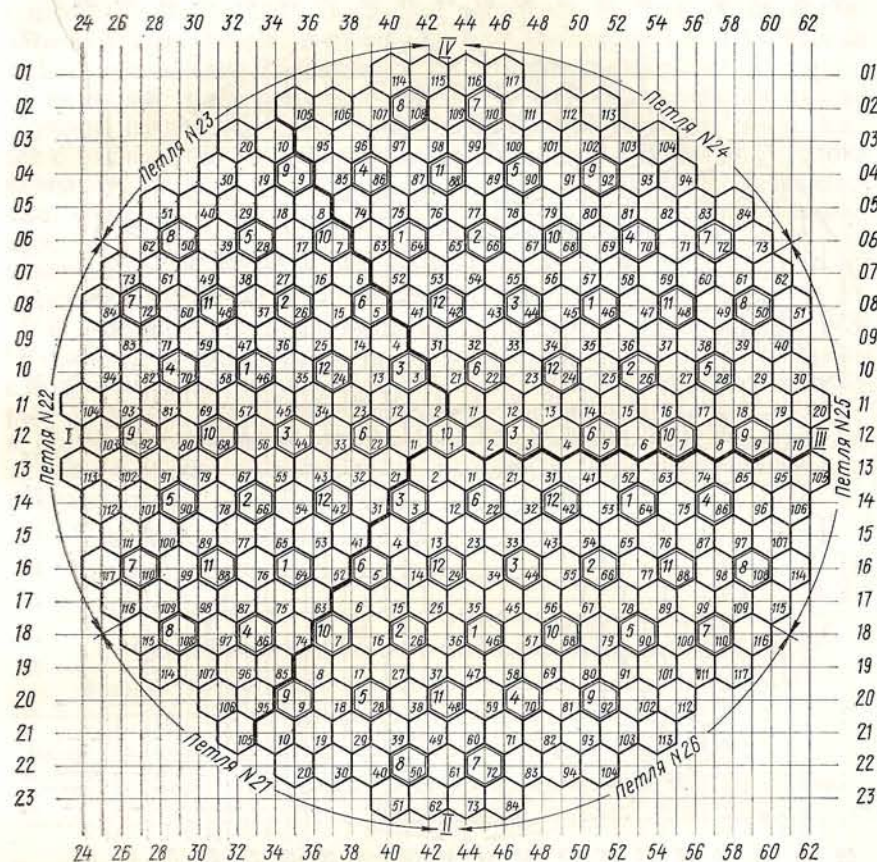


Рис.3.10. Картограмма размещения групп кассет СУЗ в ВВЭР-440 IV блока НВАЭС

извлечением поглотителя СУЗ вокруг него выгружают две-три рабочие топливные кассеты с целью создания водяных полостей, которые в какой-то степени компенсируют выгрузку поглотителя из активной зоны и действуют как поглотитель при извлечении топливной части кассеты СУЗ из реактора.

Эффективность кассет СУЗ зависит в основном от их местоположения в активной зоне и от температуры активной зоны. По мере

выгорания топлива в активной зоне, а также при выгорании изотопа  $^{10}\text{B}$  в поглотителях кассет СУЗ их эффективность меняется. При проектировании реактора рассчитывают оптимальный порядок последовательного взвода групп СУЗ при определенном числе кассет

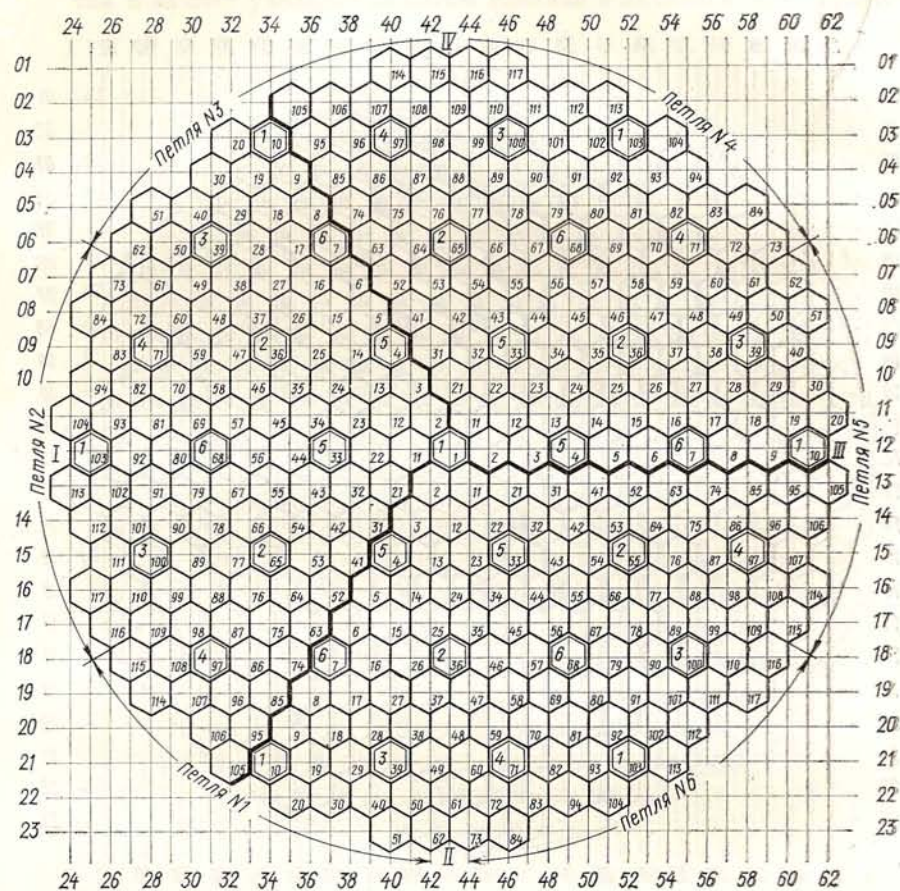


Рис. 3.11. Картограмма размещения групп кассет СУЗ в ВВЭР-440 Кольской АЭС

в группе. Критерием для определения порядка взвода групп СУЗ является обеспечение минимальной неравномерности энерговыделения по радиусу и высоте активной зоны. При этом учитывается, что запас реактивности на выгорание компенсируется практически полностью борной кислотой, поэтому все группы СУЗ находятся в верхнем положении, за исключением последней, XII рабочей группы.

На рис. 3.9—3.11 даны картограммы размещения групп СУЗ в активных зонах ВВЭР-440 III и IV блоков НВАЭС, а также Кольской АЭС. Активная зона ВВЭР в плане разделена на три расчетных сектора с углом при вершине  $120^\circ$ . Нейтронно-физические расчеты ВВЭР выполняют, как правило, для одного сектора в предположении, что в остальных секторах свойства повторяются с периодичностью  $120^\circ$ . В каждом расчетном секторе указаны расчетные номера кассет. В активной зоне реакторов III и IV блоков НВАЭС размещено 73 кассеты СУЗ, которые разбиты на 12 групп. В активной зоне реактора ВВЭР-440 III блока управляющей группой является группа № 12, в состав которой входят шесть кассет с расчетными номерами 24 и 42. Так как в ВВЭР-440 IV блока используется ядерное топливо с большим, по сравнению с III блоком, обогащением, то для уменьшения неравномерности энерговыделения состав управляющей группы № 12 был изменен. В нее ввели кассеты СУЗ с расчетными номерами 1, 7, 68 из группы № 10, а кассеты с расчетными номерами 24, 42 перевели в группу № 10.

В активной зоне ВВЭР-440 Кольской АЭС лишь 37 кассет СУЗ. В отличие от ВВЭР-210, где их также 37, кассеты расположены с большим шагом и соответственно они сильнее смещены к периферии активной зоны. Это обусловлено зонной загрузкой ВВЭР-440 и большим обогащением топлива. В табл. 3.3 и 3.4 приведены значения эффективностей групп кассет СУЗ при различной температуре для ВВЭР-440 НВАЭС.

Таблица 3.3

Эффективность групп СУЗ ВВЭР-440 III блока НВАЭС  
(первая загрузка, борная кислота в теплоносителе отсутствует)

Номер взводимой группы	Расчетные номера кассет	20°C		100°C		180°C		285°C	
		$\rho$ , %	$\Delta\rho$ , %	$\rho$ , %	$\Delta\rho$ , %	$\rho$ , %	$\Delta\rho$ , %	$\rho$ , %	$\Delta\rho$ , %
Все группы внизу	—	-3,93	—	-6,18	—	-9,22	—	-15,94	—
1	46, 64	-3,38	0,55	-5,62	0,56	-8,67	0,55	-14,02	1,92
2	26, 66	0,74	4,12	-1,48	4,14	-4,03	4,64	-8,25	5,77
3	3, 44	3,89	3,15	1,88	3,36	-0,267	3,763	-4,19	4,06
4	70, 86	4,94	1,05	3,01	1,13	1,009	1,276	-2,818	1,375
5	28, 90	5,81	0,87	4,02	1,01	2,072	1,063	-1,614	1,204
6	5, 22	7,45	1,64	5,86	1,84	4,14	2,068	1,051	2,665
7	72, 110	8,01	0,56	6,41	0,55	4,71	0,57	1,59	0,539
8	50, 108	9,22	1,21	7,67	1,26	5,97	1,26	2,26	0,67
9	9, 92	10,56	1,34	9,16	1,49	7,54	1,57	3,82	1,56
10	1, 7, 68	12,05	1,49	10,84	1,68	9,46	1,92	6,41	2,59
11	48, 88	13,70	1,65	12,59	1,75	11,39	1,93	8,49	2,08
12	24, 42	14,70	1,00	13,78	1,19	12,71	1,32	10,295	1,805

Таблица 34

Эффективность групп СУЗ ВВЭР-440 IV блока НВАЭС  
(первая загрузка, борная кислота в теплоносителе отсутствует)

Номер взводной группы	Расчетные номера кассет	20° С		100° С		200° С		285° С	
		ρ, %	Δρ, %	ρ, %	Δρ, %	ρ, %	Δρ, %	ρ, %	Δρ, %
Все груп- пы вниз	—	3,116	—	1,682	—	-1,779	—	-6,720	—
1	46, 64	3,196	0,08	1,765	0,083	-1,647	0,132	-6,445	0,275
2	26, 66	3,837	0,641	2,436	0,671	-0,478	1,169	-4,309	2,136
3	3, 44	6,179	2,342	4,864	2,428	2,444	2,922	-0,934	3,375
4	70, 86	7,681	1,502	6,429	1,565	4,130	1,686	0,834	1,768
5	28, 90	8,683	1,002	7,478	1,049	5,323	1,193	2,175	1,341
6	5, 22	10,237	1,554	9,117	1,639	7,335	2,012	4,633	2,458
7	72, 110	10,878	0,641	9,768	0,651	7,913	0,578	5,109	0,476
8	50, 108	12,225	1,347	11,154	1,386	9,262	1,349	6,264	1,155
9	9, 92	13,947	1,722	12,941	0,787	11,225	1,963	8,289	2,025
10	24, 42	15,207	1,260	14,281	1,340	13,087	1,853	10,825	2,536
11	48, 88	16,340	1,033	15,452	1,171	14,317	1,239	12,102	1,277
12	1, 7, 68	17,772	1,432	16,949	1,497	16,066	1,749	14,104	2,002

Эффективность групп кассет СУЗ зависит также от концентрации борной кислоты в реакторе. В табл. 3.5 приведены значения эффективностей при различных концентрациях борной кислоты для ВВЭР-440 IV блока НВАЭС.

### § 3.4. Пуск реактора

Под пуском реактора понимают вывод реактора в критическое состояние при минимально контролируемом уровне мощности (МКУ). Пуск реактора осуществляют с помощью СУЗ. Выход реактора в критическое состояние обеспечивается последовательным подъемом кассет СУЗ. Технологические операции при пуске подробно рассмотрены в работе [3]. Перед пуском реактора в воде I контура устанавливают такую концентрацию борной кислоты, при которой после достижения номинальной тепловой мощности реактора в активной зоне в полупогруженном состоянии остается только одна управляющая группа кассет СУЗ. Это значение концентрации борной кислоты определяют расчетом.

В зависимости от местоположения кассет СУЗ в активной зоне, количества кассет в группе, последовательности извлечения групп СУЗ, температуры активной зоны эффективность групп СУЗ ВВЭР различна (см. § 3.3).

Пуск реактора осуществляется при непрерывном контроле измерительной аппаратурой. Во время пуска используют пусковые ионизационные камеры типа КНК-56 чувствительностью

Таблица 3.5

Эффективность групп СУЗ ВВЭР-440 IV блока НВАЭС при различных концентрациях борной кислоты в теплоносителе (первая загрузка)

Номер взводной группы	20° С				100° С				200° С				285° С			
	0	2,86	5,72	8,57	0	2,86	5,72	8,57	0	2,86	5,72	8,57	0	2,86	5,72	8,57
1	0,08	0,041	0,024	0,016	0,083	0,047	0,028	0,018	0,132	0,082	0,053	0,036	0,275	0,193	0,132	0,094
2	0,641	0,151	0,057	0,029	0,671	0,184	0,072	0,037	1,169	0,424	0,172	0,086	2,136	1,302	0,642	0,324
3	2,342	1,027	0,110	0,024	2,428	1,237	0,176	0,035	2,922	2,185	0,856	0,161	3,375	3,197	2,502	1,398
4	1,502	2,091	2,057	1,713	1,565	2,106	2,324	1,884	1,686	2,129	2,677	2,613	1,768	2,066	2,482	2,957
5	1,002	1,109	1,105	1,012	1,049	1,162	1,176	1,093	1,193	1,328	1,415	1,402	1,341	1,471	1,602	1,699
6	1,554	1,155	0,502	0,232	1,639	1,277	0,747	0,321	2,012	1,750	1,328	0,811	2,458	2,321	2,077	1,730
7	0,641	1,351	2,253	2,866	0,651	1,288	2,156	2,822	0,578	1,022	1,731	2,552	0,476	0,698	1,072	1,616
8	1,347	1,811	2,098	1,276	1,386	1,836	2,138	2,331	1,349	1,830	2,227	2,506	1,155	1,531	1,967	2,361
9	1,722	1,863	1,952	2,024	1,787	1,929	2,023	2,094	1,963	2,147	2,279	2,373	2,025	2,240	2,428	2,572
10	1,260	0,579	0,211	0,089	1,340	0,689	0,278	0,120	1,853	1,247	0,682	0,331	2,536	2,129	1,694	1,084
11	1,033	1,415	1,441	1,308	1,171	1,451	1,523	1,413	1,239	1,523	1,750	1,789	1,277	1,493	1,651	1,966
12	1,432	1,34	1,154	2,257	1,497	1,423	1,258	0,957	1,749	1,734	1,643	1,480	2,002	2,040	2,037	1,981

$1 \cdot 10^{-12} \frac{a}{\text{нейтр}/(\text{см}^2 \cdot \text{сек})}$ , подключаемые в систему аварийной защиты реактора. Нейтронную мощность реактора и скорость разгона контролируют с помощью трех приборов АЗС (прибор аварийной защиты по скорости разгона реактора) и самописца мощности. Кроме того, дополнительный контроль за уровнем мощности реактора в подкритическом состоянии и при пуске осуществляют с помощью приборов СПУ-1 со звуковым индикатором. В этих приборах используют счетчики коронного разряда типа СНМ-11 эффективностью  $0,27 \frac{\text{имп}}{\text{нейтр}/(\text{см}^2 \cdot \text{сек})}$ . Детекторы нейтронного потока размещены в каналах за корпусом реактора и могут перемещаться по высоте с помощью механизмов подъема и опускания.

После выхода реактора на минимально контролируемый уровень мощности пусковые детекторы поднимают в крайнее верхнее положение и приборы АЗС переключают на рабочие ионизационные камеры типа КНК-57М чувствительностью  $4 \cdot 10^{-14} \frac{a}{\text{нейтр}/(\text{см}^2 \cdot \text{сек})}$ .

Минимально контролируемым уровнем считается такое значение нейтронной мощности, которое фиксируется штатной аппаратурой контроля. Штатная аппаратура кроме приборов АЗС, измеряющих ток ионизационных камер в диапазоне  $10^{-11} - 10^{-4} a$  и период реактора в диапазоне 5—150 сек, имеет следующие приборы: 1) самописец мощности СМ-1, измеряющий ток ионизационных камер в диапазоне  $5 \cdot 10^{-11} - 5 \cdot 10^{-4} a$ ; детекторами являются две камеры типа КНК-57М; 2) два гальванометра М-135 с усилителями типа УИ-12, измеряющие ток ионизационных камер в диапазоне 0,3—1500 мка; каждый гальванометр работает от трех камер типа КНК-57М.

В качестве нештатной аппаратуры в период пуска реактора или во время физических экспериментов можно использовать прибор для измерения реактивности (ПИР), который контролирует нейтронную мощность реактора и измеряет его реактивность в единицах  $\rho/\beta_{эф}$ , где  $\beta_{эф} = 0,007$ . С помощью этого прибора, совмещенного с самописцем, можно выполнять все необходимые физические исследования на реакторе.

Рассмотрим поведение реактора в подкритическом состоянии. Если активная зона реактора загружена свежим необлученным топливом, то источником нейтронов служат спонтанное деление ядер  $^{238}\text{U}$  и  $^{235}\text{U}$  и космическое излучение. Так как число таких нейтронов невелико, контроль за пуском новой активной зоны реактора усложняется. В этом случае при пуске реактора существует вероятность неконтролируемого разгона реактора при таких значениях плотности нейтронного потока, которые не регистрируются пусковыми ионизационными камерами (пусковая авария). Поэтому при первоначальных пусках реакторов можно иногда использовать внешние источники нейтронов.

После хотя бы однократного выхода нового реактора на МКУ накапливаются осколки деления, которые приводят к появлению в самом реакторе более мощных источников нейтронов, чем спонтанное деление и космическое излучение. Поэтому последующие пуски реактора не вызывают таких трудностей, как первоначальный.

В подкритическом состоянии флюенс нейтронов равен

$$F(r) = \frac{l_{эф} \varphi_s(r)}{1 - k_{эф}}, \quad (3.12)$$

где  $\varphi_s(r)$  — плотность потока от источника нейтронов.

Таким образом, в подкритическом состоянии нейтронный поток зависит от мощности источника нейтронов и его значение тем больше, чем ближе реактор к критическому состоянию.

Для быстрого и безопасного выхода реактора на МКУ необходимо знать номер группы кассет СУЗ, при извлечении которой достигается критичность. Пусковое положение механических органов СУЗ определяют расчетом. Для этого необходимо знать время работы реактора от момента перегрузки до останова в эффективных сутках, уровень мощности реактора непосредственно перед остановом, длительность стоянки, температуру теплоносителя в реакторе и концентрацию борной кислоты в теплоносителе. Кроме того, должно быть известно предыдущее пусковое положение групп СУЗ, если реактор во время стоянки не перегружался.

При расчете пускового положения групп СУЗ для безопасности пуска реактивность реактора следует брать с «запасом». В этом случае критичность реактора достигается при большей, чем в расчете, высоте либо при большем номере взводимой группы.

Для расчета пускового положения групп СУЗ при пуске реактора после перегрузки топлива используется следующая методика.

### 1. Расчет пускового положения групп СУЗ при пуске реактора после перегрузки

1. При расчете очередной загрузки реактора по программе БИПР (см. § 7.2) вычисляют его подкритичность при температуре  $20^\circ\text{C}$  при всех опущенных кассетах СУЗ и без борной кислоты в теплоносителе. Обозначим эту подкритичность  $\rho_{20^\circ\text{C}}^{\text{подкр}}$ . При известной полной эффективности всех групп СУЗ  $\rho_{20^\circ\text{C}}^{\text{СУЗ}}$  находим запас реактивности реактора в холодном неотравленном состоянии без борной кислоты в теплоносителе:

$$\rho_{20^\circ\text{C}} = \rho_{20^\circ\text{C}}^{\text{СУЗ}} - \rho_{20^\circ\text{C}}^{\text{подкр}}. \quad (3.13)$$

Как правило, при расчете очередной загрузки каждый раз выполняют новые расчеты эффективности СУЗ, результатами которых следует пользоваться.

2. Вносим поправку на реальную температуру активной зоны:

$$\rho_t = \rho_{20^\circ \text{C}} + (t - 20) \frac{\partial \rho}{\partial t}, \quad (3.14)$$

где  $t$  — реальная температура,  $^\circ \text{C}$ ;  $\partial \rho / \partial t$  — температурный коэффициент реактивности,  $^\circ \text{C}^{-1}$ .

3. При наличии борной кислоты в теплоносителе следует учесть ее влияние по формуле

$$\rho_{\text{H}_2\text{BO}_3} = \rho_t + C_{\text{H}_2\text{BO}_3} \frac{\partial \rho}{\partial C_{\text{H}_2\text{BO}_3}}, \quad (3.15)$$

где  $C_{\text{H}_2\text{BO}_3}$  — концентрация борной кислоты,  $\text{г/кг}$ ;  $\partial \rho / \partial C_{\text{H}_2\text{BO}_3}$  — борный коэффициент реактивности,  $\text{кг/г}$ .

При отсутствии борной кислоты в теплоносителе  $\rho_{\text{H}_2\text{BO}_3} = \rho_t$ .

4. При пуске реактора после перегрузки концентрация  $^{149}\text{Pm}$  в активной зоне равна нулю (см. § 4.2). Изотоп  $^{135}\text{Xe}$  также отсутствует, а наличие  $^{149}\text{Sm}$  учитывается при расчете подкритичности реактора в холодном состоянии  $\rho_{20^\circ \text{C}}^{\text{подкр}}$ .

Таким образом, реактивность активной зоны при температуре  $t$ , концентрации борной кислоты  $C_{\text{H}_2\text{BO}_3}$  и всех поднятых группах СУЗ равна  $\rho_{\text{а.з.}} = \rho_{\text{H}_2\text{BO}_3}$ .

5. По табл. 3.2—3.5 определяем пусковую группу, исходя из эффективности групп СУЗ. При извлечении  $n - 1$  групп высвобождается реактивность, равная  $\rho_{n-1}$ . Если извлечь еще одну группу (при этом общее число поднятых групп СУЗ равно  $n$ ), то высвободится реактивность  $\rho_n$ . Пусковая группа определяется из условия

$$\rho_{n-1} \leq \rho_{\text{а.з.}} \leq \rho_n. \quad (3.16)$$

Пусковой группой является группа  $n$ .

## 2. Расчет пускового положения групп СУЗ при остановках реактора в течение кампании

Методика расчета пускового положения в этом случае предполагает знание фактического пускового положения групп СУЗ при предыдущем пуске реактора, например после перегрузки. Однако если реактор работал длительное время без остановов, то целесообразнее выполнить расчет пускового положения на основании положения СУЗ при работе реактора на мощности перед остановом. В соответствии с этим методику расчета пускового положения подразделим на два случая: расчет пускового положения на основании положения групп СУЗ при предыдущем пуске; расчет пускового положения на основании критического положения групп СУЗ при работе на мощности непосредственно перед остановом.

А. Расчет пускового положения групп СУЗ при известном положении групп при предыдущем пуске. Для расчета необходимо знать значения следующих величин:

$\bar{t}_1$  — средняя температура воды I контура перед пуском,  $^\circ \text{C}$ ;  
 $N_T$  — тепловая мощность реактора непосредственно перед остановом,  $\text{Мвт}$ ;

$C_{\text{H}_2\text{BO}_3}$  — концентрация борной кислоты в теплоносителе перед пуском,  $\text{г/кг}$ ;

$T_{\text{ост}}$  — длительность стоянки реактора,  $\text{сутки}$ ;

$T$  — длительность работы загрузки на момент останова реактора, эф. сутки.

Пусковое положение в предыдущем пуске характеризуется следующими параметрами:

$\bar{t}_1^*$  — средняя температура воды I контура,  $^\circ \text{C}$ ;

$C_{\text{H}_2\text{BO}_3}^*$  — концентрация борной кислоты в теплоносителе,  $\text{г/кг}$ ;

$n^*$  — номер пусковой группы;

$H_n^*$  — высота пусковой группы,  $\text{см}$ ;

$T^*$  — длительность работы загрузки на момент предыдущего пуска реактора, эф. сутки.

Пусковое положение групп СУЗ определяется аналогично п. 5 в методике при следующем значении реактивности активной зоны:

$$\rho_{\text{а.з.}} = \rho_{\text{а.з.}}^* + \Delta \rho_t + \Delta \rho_{\text{H}_2\text{BO}_3} + \Delta \rho_{\text{Хе}} - \Delta \rho_{\text{Sm}} - \Delta \rho_{\text{выг}}, \quad (3.17)$$

где  $\rho_{\text{а.з.}}^*$  — реактивность реактора в предыдущем пуске, скомпенсированная группами СУЗ;  $\Delta \rho_t = (\bar{t}_1 - \bar{t}_1^*) \frac{\partial \rho}{\partial t}$  — поправка на разницу температур активной зоны в конкретном состоянии и при

предыдущем пуске;  $\Delta \rho_{\text{H}_2\text{BO}_3} = (C_{\text{H}_2\text{BO}_3} - C_{\text{H}_2\text{BO}_3}^*) \frac{\partial \rho}{\partial C_{\text{H}_2\text{BO}_3}}$  —

поправка на разницу в концентрации борной кислоты;  $\Delta \rho_{\text{Хе}}$  — изменение реактивности, обусловленное отравлением активной зоны ксеноном;  $\Delta \rho_{\text{Sm}}$  — изменение реактивности, обусловленное отравлением активной зоны самарием;  $\Delta \rho_{\text{выг}}$  — уменьшение реактивности реактора вследствие накопления шлаков в активной зоне при работе реактора после предыдущего пуска до момента останова.

Значение  $\rho_{\text{а.з.}}^*$  определяется при пусковой группе  $n^*$ , находящейся на высоте  $H_n$ :

$$\rho_{\text{а.з.}}^* = \sum \rho_i + \varepsilon (\rho_{20^\circ \text{C}}^{\text{полн. СУЗ}} - \rho_{\text{раб}}^{\text{полн. СУЗ}}), \quad (3.18)$$

где  $\rho_i$  — реактивность, компенсируемая  $i$ -й группой СУЗ при  $20^\circ \text{C}$ ;  $\varepsilon$  — поправка, учитывающая реальную температуру активной зоны и равная  $\sim 0,004 (t_1^* - 20)$ ;  $\rho_{\text{раб}}^{\text{полн. СУЗ}}$  — полная эффективность всех групп СУЗ при рабочей температуре;  $\rho_{20^\circ \text{C}}^{\text{полн. СУЗ}}$  — полная эффективность всех групп СУЗ в холодном состоянии.

Отравление реактора ксеноном учитывают следующим образом. Рассчитывают отравление Хе в моменты предыдущего и настоящего пусков при соответствующих значениях мощности реактора перед остановом и длительности стоянки. Эффект отравления берут из рис. 4.4—4.6. Исходное значение  $\Delta \rho_{\text{Хе}}$  определяют из выражения

$$\Delta \rho_{\text{Хе}} = \rho_{\text{Хе}} - \rho_{\text{Хе}}^*, \quad (3.19)$$



где  $\rho_{xe}$  — отравление активной зоны ксеноном непосредственно перед пуском;  $\rho_{xe}^*$  — отравление активной зоны ксеноном в момент предыдущего пуска.

Отравление активной зоны самарием зависит только от длительности работы реактора на полной мощности. Его определяют на основании кривой на рис. 4.8 и 4.9 (см. § 4.2) по формуле

$$\Delta\rho_{Sm} = \rho_{Sm} - \rho_{Sm}^*, \quad (3.20)$$

где  $\rho_{Sm}$  — отравление активной зоны самарием непосредственно перед пуском;  $\rho_{Sm}^*$  — отравление активной зоны самарием в момент предыдущего пуска.

Зашлаковывание реактора рассчитывают из выражения

$$\Delta\rho_{выг} = \frac{\partial\rho}{\partial T} (T - T^*), \quad (3.21)$$

где  $\partial\rho/\partial T$  — коэффициент реактивности по выгоранию активной зоны, 1/эф. сутки.

Б. Расчет пускового положения на основании критического положения групп СУЗ при работе на мощности непосредственно перед остановом. Для расчета требуются значения следующих величин:

$\bar{t}_1$  — средняя температура воды I контура перед пуском, °C;

$C_{H_2O_2}$  — концентрация борной кислоты в теплоносителе перед пуском, г/кг;

$T_{ост}$  — длительность стоянки реактора, сутки;

$N_T$  — тепловая мощность реактора непосредственно перед остановом, Мвт;

$\bar{t}_1^*$  — средняя температура воды в I контуре при работе на мощности непосредственно перед остановом, °C;

$C_{H_2O_2}^*$  — концентрация борной кислоты в теплоносителе при работе на мощности, г/кг.

Пусковое положение групп СУЗ определяют аналогично п. 5 методики 1 при следующем значении реактивности активной зоны:

$$\rho_{a.z.} = \rho_{a.z.}^* + \Delta\rho_t + \Delta\rho_{H_2O_2} + \Delta\rho_{xe} + \Delta\rho_N, \quad (3.22)$$

где  $\rho_{a.z.}^*$  — реактивность реактора, скомпенсированная группами СУЗ при работе на мощности;  $\Delta\rho_t = (\bar{t}_1 - \bar{t}_1^*) \frac{\partial\rho}{\partial t}$  — поправка на разницу температур теплоносителя при пуске и при работе на мощности;

$\Delta\rho_{H_2O_2} = (C_{H_2O_2} - C_{H_2O_2}^*) \frac{\partial\rho}{\partial C_{H_2O_2}}$  — поправка на разницу в концентрации борной кислоты в теплоносителе;  $\Delta\rho_N =$

$= N_T \frac{\partial\rho}{\partial N}$  — высвобождение мощностного эффекта при снижении мощности реактора до нуля.

Значение  $\Delta\rho_{xe}$  определяется по формуле (3.19), где  $\rho_{xe}^*$  — стационарное отравление активной зоны ксеноном на уровне мощности  $N_T$ . Величина  $\rho_{a.z.}^*$  рассчитывается из выражения (3.18).

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ПРИ РАБОТЕ РЕАКТОРА НА МОЩНОСТИ

§ 4.1. Распределение энерговыделения в активной зоне

Распределение энерговыделения в активной зоне характеризуется коэффициентами неравномерности энерговыделения, знание которых необходимо для определения допустимой тепловой мощности реактора (см. § 5.3).

Принято рассматривать коэффициенты неравномерности энерговыделения по радиусу и высоте активной зоны. По определению, коэффициент неравномерности энерговыделения в  $i$ -й кассете по радиусу активной зоны  $k_{r,i}$  равен

$$k_{r,i} = Q_i / \bar{Q}, \quad (4.1)$$

где  $Q_i$  — мощность  $i$ -й кассеты;  $\bar{Q}$  — средняя мощность кассеты в активной зоне.

Для реакторов с борным регулированием максимальное значение  $k_{r,макс}$  колеблется в пределах 1,2—1,4, а для реакторов с регулированием механическими органами СУЗ — в пределах 1,5—2,1.

Малая неравномерность энерговыделения в реакторах с борным регулированием позволяет снять с активной зоны большую тепловую мощность. Коэффициенты неравномерности энерговыделения в активной зоне рассчитывают на ЭВМ на всю предстоящую кампанию (см. § 7.2). Экспериментальные значения  $k_{r,i}$  определяют на основе измерений температуры воды на выходе из кассет и температуры теплоносителя на входе в реактор. Значения коэффициентов неравномерности рассчитывают по формуле

$$k_{r,i} = \frac{t_i^{вх} - \sum_{j=1}^m t_j^{вх} G_j / \sum_{j=1}^m G_j}{\sum_{i=1}^n t_i^{вх} g_i / \sum_{i=1}^n g_i - \sum_{j=1}^m t_j^{вх} G_j / \sum_{j=1}^m G_j} \cdot \frac{g_i}{\frac{1}{n} \sum_{i=1}^n g_i}, \quad (4.2)$$

где  $t_i^{вх}$  — температура воды на выходе из  $i$ -й кассеты;  $t_j^{вх}$  — температура воды на входе в реактор из  $j$ -й циркуляционной петли;  $G_j$  — массовый расход в  $j$ -й циркуляционной петле;  $g_i$  — массовый расход в  $i$ -й кассете;  $m$  — число циркуляционных петель;  $n$  — число топливных кассет в активной зоне.

Для измерения температуры воды на выходе из кассет ВВЭР оснащены системой температурного контроля. Измерение температуры осуществляется термомпарами, которые достаточно работоспособны в широком диапазоне температур в условиях нейтронного и  $\gamma$ -облучения. Наиболее широко используются хромель-копелевые и платино-платинородиевые (10% Rh) термомпары. В ВВЭР-440 контролируется температура воды на выходе около двух третей кассет всей активной зоны, а в ВВЭР-1000 — на выходе всех кассет. Температура воды на входе в активную зону измеряется в циркуляционных петлях. В зависимости от паровой нагрузки парогенераторов, числа работающих петель, гидравлического сопротивления возможны некоторые отклонения входной температуры по петлям. В практических расчетах температура воды на входе в активную зону принимается равной усредненному значению по всем работающим петлям реактора. При усреднении учитывается разница в расходе воды по петлям.

Расход теплоносителя через кассеты активной зоны определяют, исходя из гидравлических характеристик кассет (см. § 5.2). Мощность кассет в условиях эксплуатации рассчитывают по коэффициентам неравномерности энерговыделения при известной средней мощности кассет активной зоны. Распределение энерговыделения по высоте активной зоны обычно получают расчетом на всю кампанию (см. § 7.2). Экспериментальное распределение энерговыделения определяют в специальных измерительных каналах с помощью датчиков системы внутриреакторного контроля. В активную зону ВВЭР-440 устанавливают от 12 до 36 измерительных каналов. Измерительный канал представляет собой трубку из нержавеющей стали с заглушенным нижним концом, проходящую через крышку реактора в центральную трубку рабочей кассеты.

Распределение плотности нейтронного потока и энерговыделения по высоте измеряют активационными и эмиссионными детекторами, а также ионизационными камерами [31]. В качестве активационных детекторов используют калиброванные медные проволоки с постоянной массой на единицу длины. Проволоку облучают в измерительном канале в течение времени, достаточном для насыщения изотопом  $^{64}\text{Cu}$ , после чего извлекают из активной зоны и выдерживают некоторое время для распада короткоживущих изотопов меди. Измеренное после этого распределение  $\beta$ -активности по длине проволоки будет соответствовать распределению плотности нейтронного потока по высоте измерительного канала в момент облучения проволоки.

В ВВЭР широко используются эмиссионные детекторы — детекторы прямой зарядки (ДПЗ). Принцип действия ДПЗ основан на возникновении электрического потенциала в детекторе, состоящем из эмиттера и коллектора, при  $\beta$ -распаде нейтронно-чувствительного эмиттера. Обычно в качестве эмиттера ДПЗ используются родий и ванадий. ДПЗ имеют небольшие размеры и достаточно простые вторичные приборы. Недостатком детекторов прямой зарядки

является довольно большая их инерционность. В серийном ВВЭР-440 в каждый из 36 измерительных каналов устанавливается по четыре родиевых ДПЗ длиной по 250 мм и один ванадиевый ДПЗ длиной 2500 мм. Родиевые детекторы предназначены для измерения распределения плотности нейтронного потока по высоте канала, а ванадиевый — для измерения полной нейтронной мощности в канале. Кроме того, распределение плотности нейтронного потока по высоте может быть измерено при перемещении ДПЗ по длине канала.

При практическом контроле условий работы тепловыделяющих элементов необходимо знать распределение энерговыделения, соотношение которого с распределением плотности потока тепловых

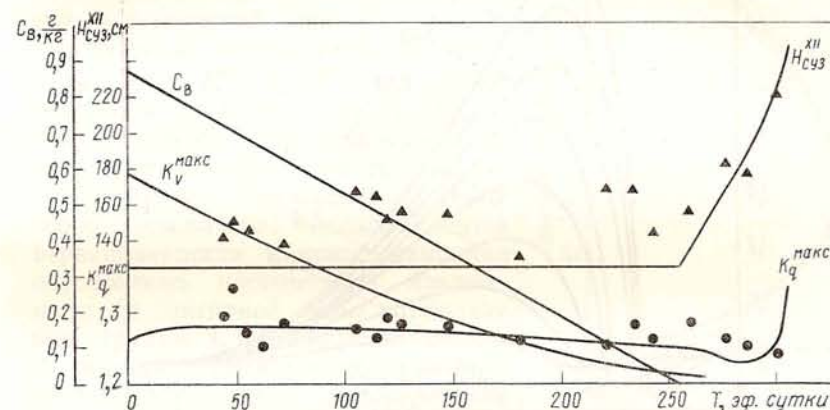


Рис. 4.1. Изменение максимальных коэффициентов неравномерности энерговыделения при работе первой загрузки ВВЭР-440 IV блока (кривые — расчетные данные; точки — экспериментальные данные)

нейтронов изменяется по мере выгорания топлива. В начальный момент выгорания плотность потока нейтронов и удельное энерговыделение связаны соотношением

$$\checkmark W = \varphi \sigma_5^f N_5^0, \quad \partial \xi \Phi \quad (4.3)$$

где  $\sigma_5^f$  — сечение деления  $^{235}\text{U}$ ;  $N_5^0$  — начальная концентрация ядер  $^{235}\text{U}$ .

При учете накопления  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$  и выгорания  $^{235}\text{U}$  соотношение (4.3) принимает вид

$$\checkmark W = \Phi (\sigma_5^f N_5 + \sigma_9^f N_9 + \sigma_1^f N_1), \quad (4.4)$$

где  $\sigma_9^f$  и  $\sigma_1^f$  — сечения деления  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$ ;  $N_5$ ,  $N_9$  и  $N_1$  — концентрация ядер  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$  соответственно.

Для перехода от измеренного распределения плотности потока тепловых нейтронов к распределению энерговыделения необходимо производить пересчеты, выполняемые, как правило, на ЭВМ и учи-

тывающие выгорание  $^{235}\text{U}$  и накопление изотопов плутония. С этой целью информация от ДПЗ вводится в ЭВМ, которая обеспечивает оперативную переработку данных и информацию оператора о результатах измерений с учетом выгорания эмиттера ДПЗ. Для упрощения расчетных программ информационных (управляющих) электронно-вычислительных машин желательно применять помимо детекторов, измеряющих плотность потока тепловых нейтронов, детекторы, показания которых характеризуют непосредственно энер-

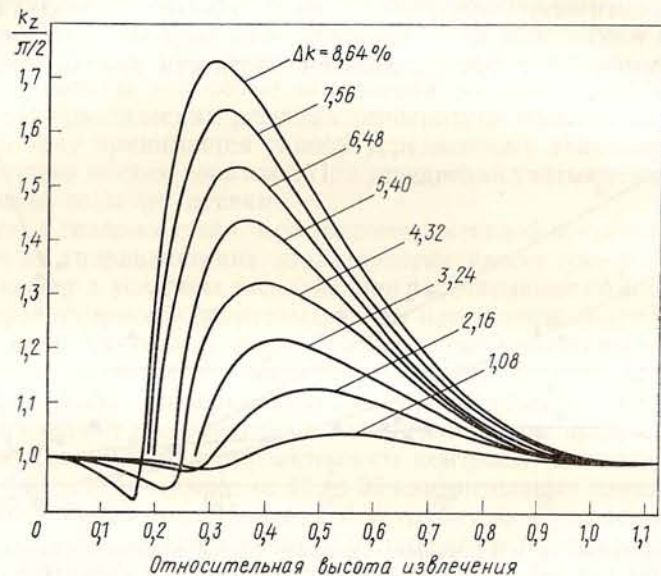


Рис. 4.2. Зависимость высотного коэффициента неравномерности энерговыделения от высоты извлечения механических органов СУЗ с различной интегральной эффективностью ( $\frac{K_z}{\pi/2} = 1$  при косинусоидальном распределении энерговыделения по высоте активной зоны)

говыделение в окружающих канал твэлах. Энерговыделение в твэлах однозначно характеризуется плотностью потока быстрых или резонансных нейтронов, которую можно измерять с помощью модернизированных ДПЗ или ионизационных камер. Например, ДПЗ с эмиттером из серебра, окруженный кадмиевой оболочкой для отсекаания тепловых нейтронов, регистрирует в основном плотность потока резонансных нейтронов, которая в конечном счете пропорциональна энерговыделению в окружающих твэлах.

Уменьшение коэффициентов неравномерности по радиусу  $k_r$  и высоте  $k_z$  и объемного коэффициента неравномерности  $k_v = k_r k_z$  имеет большое практическое значение с точки зрения возможности увеличения мощности реактора и глубины выгорания топлива. Поэтому на ВВЭР непрерывно проводятся работы по выравниванию мощности.

В ВВЭР используется зонный принцип комплектации загрузок (см. § 7.1), который позволяет выравнивать энерговыделение по радиусу активной зоны и в сочетании с борным регулированием уменьшать объемную неравномерность энерговыделения.

В процессе выгорания топлива происходит дополнительное саморегулирование энерговыделения, обусловленное неравномерностью выгорания, пропорционального энерговыделению, и неравномерностью проявления эффекта отравления и мощностного эффекта реактивности. На рис. 4.1 для примера приведено изменение расчетных и экспериментальных значений максимальных коэффициентов неравномерности энерговыделения  $k_r^{\text{макс}}$  и  $k_v^{\text{макс}}$  для первой топливной загрузки ВВЭР-440 IV блока НВАЭС. Значения коэффициентов неравномерности в течение работы загрузки уменьшаются. Некоторое увеличение коэффициентов неравномерности в конце кампании обусловлено постепенным извлечением из активной зоны управляющей группы СУЗ. Особенно сильно от наличия частично погруженных кассет СУЗ зависит распределение энерговыделения по высоте. На рис. 4.2 приведена теоретическая зависимость высотной неравномерности энерговыделения активной зоны от высоты извлечения кассет СУЗ, имеющих различную эффективность [6]. Наименьшую неравномерность создает извлечение из активной зоны «легких» групп.

На рис. 4.3 приведена кривая распределения энерговыделения, полученная в измерительном канале ВВЭР-440 III блока.

В заключение отметим, что выравнивание энерговыделения увеличивает вероятность возникновения ксеноновых колебаний (см. § 4.3). Ксеноновые колебания — это эффект периодического перераспределения мощности по объему активной зоны, вызываемого обратной связью между мощностью и концентрацией  $^{135}\text{Xe}$ .

В ВВЭР-440 вероятность ксеноновых колебаний мала, и если такие колебания возникают, то они имеют аперриодический характер, малую амплитуду и быстро затухают. С увеличением размеров активной зоны вероятность возникновения ксеноновых колебаний увеличивается.

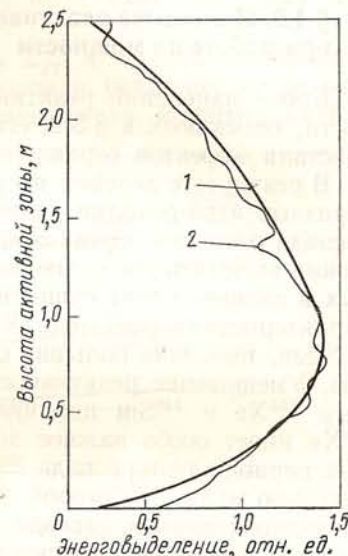


Рис. 4.3. Распределение энерговыделения по высоте измерительного канала ВВЭР-440 III блока НВАЭС (1 — расчет; 2 — измерения). Канал в ячейке 13—30; мощность в реакторе 55%; высота извлечения 12-й группы — 127 см;  $C_{\text{H}_2\text{O}} = 2,79 \text{ г/кг H}_2\text{O}$

В реакторах с большой активной зоной (высота 3,5 м), например ВВЭР-1000 [7], реакторах типа ВВЭР фирмы «Вестингауз» (США) и др., для подавления ксеноновых колебаний используют управляющие стержни, в которых поглотитель занимает не более половины длины активной зоны.

#### § 4.2. Изменение реактивности реактора при работе на мощности

Кроме изменений реактивностей при работе реактора на мощности, описанных в § 3.2, его реактивность меняется в результате действия эффектов отравления и шлакования активной зоны.

В результате деления ядер урана и плутония образуются разнообразные ядра-осколки деления и ядра-продукты радиоактивного распада осколков. Среди осколков деления и продуктов их распада можно выделить две основные группы (см. гл. 1), накопление которых в активной зоне существенно влияет на нейтронно-физические характеристики реактора. К первой группе относятся ядра  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$ , имеющие большие сечения поглощения тепловых нейтронов. Уменьшение реактивности реактора в результате накопления ядер  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$  получило название *отравления*. Отравление  $^{135}\text{Xe}$  имеет особо важное значение в переходных процессах, так как периоды полураспада  $^{135}\text{Xe}$  и его предшественника  $^{135}\text{I}$  сравнительно малы. Ко второй группе осколков деления и продуктов их радиоактивного распада относят стабильные и долгоживущие изотопы, имеющие относительно небольшие сечения поглощения нейтронов. Уменьшение реактивности реактора, вызванное появлением продуктов деления при выгорании топлива, называют *шлакованием* реактора.

**Отравление реактора.** Отравление реактора  $^{135}\text{Xe}$ . В гл. 1 приведена цепочка образования  $^{135}\text{Xe}$  из  $^{135}\text{I}$ . Небольшая доля  $^{135}\text{I}$  образуется непосредственно при делении, а в результате радиоактивного распада другого осколка,  $^{135}\text{Te}$ . Период полураспада  $^{135}\text{Te}$  очень мал, поэтому в расчетах предполагается, что весь  $^{135}\text{I}$  образуется непосредственно при делении. В расчетах учитывается, что небольшая часть ядер  $^{135}\text{Xe}$  образуется непосредственно при делении.

Баланс ядер  $^{135}\text{I}$  и  $^{135}\text{Xe}$  в реакторе описывается системой дифференциальных уравнений:

$$\frac{dN_I}{dT} = \gamma_I \Sigma_{fT} \varphi_T - \lambda_I N_I; \quad (4.5)$$

$$\frac{dN_{Xe}}{dT} = \gamma_{Xe} \Sigma_{fT} \varphi_T + \lambda_I N_I - (\sigma_{Xe} \varphi_T + \lambda_{Xe}) N_{Xe}, \quad (4.6)$$

где  $N_I$ ,  $N_{Xe}$  — концентрация ядер соответственно иода и ксенона,  $\text{см}^{-3}$ ;  $\gamma_I$ ,  $\gamma_{Xe}$  — выход иода и ксенона на одно деление тяжелого изо-

топа ( $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ );  $\Sigma_{fT}$  — макроскопическое сечение деления топлива,  $\text{см}^{-1}$ ;  $\varphi_T$  — плотность потока тепловых нейтронов, *нейтр/(\text{см}^2 \cdot \text{сек})*;  $\lambda_I$ ,  $\lambda_{Xe}$  — постоянные распада иода и ксенона,  $\text{сек}^{-1}$ ;  $\sigma_{Xe}$  — микроскопическое сечение поглощения нейтронов изотопом  $^{135}\text{Xe}$ ,  $\text{см}^2$ .

Для ВВЭР приняты следующие значения постоянных ксенонового процесса:  $\gamma_I = 0,061$ ;  $\gamma_{Xe} = 0,003$ ;  $\lambda_I = 0,287 \cdot 10^{-4} \text{ сек}^{-1}$ ;  $\lambda_{Xe} = 0,207 \cdot 10^{-4} \text{ сек}^{-1}$ .

При строгом рассмотрении значения  $\Sigma_{fT}$  и  $\sigma_{Xe}$  должны быть усреднены по спектру тепловых нейтронов в реакторе, который определяется температурой топлива и замедлителя, концентрацией



Рис. 4.4. Стационарное отравление ВВЭР-440 ксеноном

борной кислоты в теплоносителе, компоновкой кассет с топливом в активной зоне, концентрацией ядер  $^{135}\text{Xe}$  и т. д. Как правило, нейтронный спектр рассчитывают в той или иной степени приближения на ЭВМ (см. гл. 7).

При условии  $\Sigma_{fT} = \text{const}$ ;  $\varphi_T = \text{const}$  (т. е. при условии постоянства мощности и нейтронного спектра) уравнения (4.5)—(4.6) можно решить аналитически:

$$N_I = N_{0I} [1 - \exp(-\lambda_I T)], \quad (4.7)$$

где  $N_{0I} = \gamma_T \Sigma_{fT} \varphi_T / \lambda_I$  — равновесная концентрация ядер  $^{135}\text{I}$ .

Равновесная концентрация ядер  $^{135}\text{Xe}$  определяется из выражения

$$N_{0Xe} = \frac{(\gamma_I + \gamma_{Xe}) \Sigma_{fT} \varphi_T}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \varphi_T}. \quad (4.8)$$

Как следует из приведенных формул, стационарная (равновесная) концентрация ядер  $^{135}\text{I}$  и  $^{135}\text{Xe}$  зависит от плотности нейтронного потока, причем концентрация  $^{135}\text{Xe}$  зависит от него нелинейно.

На рис. 4.4 приведены кривые стационарного отравления  $^{135}\text{Xe}$  активной зоны ВВЭР-440. При работе реактора на стационарной

мощности 100% примерно через 40 ч устанавливается наибольшее стационарное отравление, равное 4%. В этот момент наступает равновесие образования ядер  $^{135}\text{Xe}$  из  $^{135}\text{I}$  и исчезновения их в результате радиоактивного распада и выжигания нейтронным потоком. На рис. 4.5 приведена зависимость стационарного отравления  $^{135}\text{Xe}$  ВВЭР-440 от его мощности.

При изменении мощности реактора с  $N_1$  до  $N_2$  баланс ядер  $^{135}\text{I}$  и  $^{135}\text{Xe}$  нарушается, что вызывает переходные процессы с изменением реактивности реактора. При уменьшении мощности имеет место уменьшение реактивности реактора, так как в результате снижения

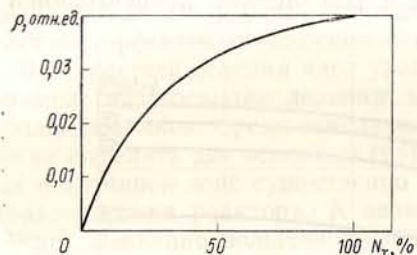


Рис. 4.5. Зависимость стационарного отравления ВВЭР-440 ксеноном от тепловой мощности

плотности нейтронного потока уменьшается выжигание ксенона нейтронами, а его поступление из  $^{135}\text{I}$ , количество которого в начальный момент определяется прежним уровнем мощности, не меняется, что приводит к росту концентрации ядер  $^{135}\text{Xe}$  и увеличению отравления. Это явление называют *иодной ямой*. Наибольшая глубина иодной ямы (4,5%) имеет место при сбросе нагрузки реактора со 100% до нуля (рис. 4.6, а), которая достигается через 9 ч после сброса нагрузки. В дальнейшем, по мере уменьшения количества ядер  $^{135}\text{I}$  и, следовательно, количества образующихся ядер  $^{135}\text{Xe}$ , реактивность возрастает. При подъеме мощности отравление реактора ксеноном первоначально уменьшается (происходит разотравление) вследствие интенсивного выжигания возросшим нейтронным потоком  $^{135}\text{Xe}$ , поступление которого из  $^{135}\text{I}$  некоторое время остается соответствующим более низкому уровню мощности. Затем возросшее поступление ядер ксенона из иода компенсирует высвобожденную реактивность и вносит дополнительное отравление за счет увеличения концентрации ядер  $^{135}\text{Xe}$  (см. рис. 4.6, б). Максимальное разотравление может достигать 0,6—0,7% реактивности.

При построении графиков на рис. 4.6 предполагалось, что перед изменением мощности реактор длительное время (2—3 суток) работал в стационарном режиме. В качестве начальной точки для всех кривых выбрано начало координат, и для определения полного отравления реактора ксеноном нужно сместить все точки кривых в сторону отрицательных реактивностей на соответствующее стационарное отравление. Если изменение мощности реактора произошло до установления стационарного отравления, то для определения полного отравления реактора  $^{135}\text{Xe}$  нужно поступать следующим образом: из кривых на рис. 4.4 определить отравление реактора ксеноном на данной мощности в данный момент времени и по

рис. 4.5 найти, какому стационарному уровню мощности соответствует полученное значение отравления. Затем при установленном значении стационарной мощности из рис. 4.6 определяют интересные параметры переходного процесса на ксеноне.

Если произошла длительная (более 1,5—2 суток) стоянка реактора, то практически весь иод и ксенон распадаются, и при расчете отравления реактора после пуска следует пользоваться кривыми на рис. 4.4. Если реактор останавливался менее чем на 1,5 суток, то для оценочного расчета отравления ксеноном при последующем подъеме мощности достаточно иметь в виду, что общее отравление реактора стремится к стационарному при данной мощности. Методика более точной оценки отравления для таких случаев приведена в работе [32].

Время достижения максимальной глубины иодной ямы зависит от процента снижения мощности реактора. Например, если при полном сбросе нагрузки со 100% максимум отравления достигается через 9 ч, то при сбросе нагрузки со 100 до 50% он достигается через 5 ч (см. рис. 4.6, а). Полное время переходных процессов, обусловленных  $^{135}\text{Xe}$ , равно примерно 40—50 ч.

Приведем пример расчета отравления реактора изотопом  $^{135}\text{Xe}$ .

**З а д а ч а.** ВВЭР-440 работал на 100%-ной мощности (1375 Мвт тепл.) в течение 10 суток. В результате срабатывания аварийной защиты мощность реактора снизилась до 25%. Через 3 ч мощность была повышена до 75%. Определить отравление реактора ксеноном.

**Р е ш е н и е.** Перед остановом реактора установилось стационарное отравление ксеноном, равное — 4% (см. рис. 4.4). Через 3 ч после сброса нагрузки до 25% глубина иодной ямы достигла — 1,8% (см. рис. 4.6, а) и перед выводом реактора на мощность 75% отравление ксеноном было равно (— 4%) + (— 1,8%) = — 5,8% реактивности. Через 1,5—2 суток работы реактора на мощности отравление ксеноном снизится до стационарного значения при этой мощности, т. е. до — 3,75%.

Ксеноновые переходные процессы оказывают существенное влияние на маневренность АЭС.

Современные водо-водяные энергетические реакторы работают, как правило, в режиме борного регулирования, что позволяет в стационарном режиме извлечь из активной зоны почти все кассеты СУЗ. В активной зоне из групп СУЗ остается в полупогруженном состоянии лишь управляющая группа, компенсирующая возмущения реактивности, связанные с поддержанием необходимого уровня мощности реактора. Оперативный запас реактивности управляющей группы СУЗ равен ~ 0,5%. При небольших колебаниях нагрузки оперативного запаса реактивности вполне достаточно для компенсации температурного и мощностного эффектов и эффекта отравления в ксеноновых переходных процессах. При больших снижениях мощности реактора глубина иодной ямы становится более значительной, что может привести к необходимости немедленного вывода борной кислоты из I контура для компенсации отравления.

Для примера рассмотрим вышеприведенную задачу в несколько измененном виде.

З а д а ч а. ВВЭР-440 работал на 100%-ной мощности в течение 10 суток, при этом концентрация борной кислоты в теплоносителе составляла 2 г/кг и оперативный запас управляющей группы СУЗ равнялся 0,4%. В результате срабатывания аварийной защиты мощность реактора снизилась до 25%. Через 3 ч мощность увеличили до 75% номинальной. Какие действия необходимо предпринять эксплуатационному персоналу для изменения реактивности, чтобы обеспечить работу реактора на указанных уровнях мощности?

Р е ш е н и е. Стационарное отравление  $^{135}\text{Xe}$  и мощностной эффект компенсировались при работе на 100%-ной мощности раствором борной кислоты и управляющей группой. При сбросе нагрузки со 100 до 25% высвобождается мощностной эффект, равный +1,2% (см. § 3.3). Однако этого мало, чтобы скомпенсировать отравление ксеноном, которое через 3 ч достигнет -1,8% (максимум подной ямы, равный -2,25%, достигается при работе на мощности 25% через 6 ч — см. рис. 4.6, а). Необходимо дополнительно высвободить оперативный запас управляющей группы, равный +0,4%, и еще +0,2% реактивности посредством вывода борной кислоты из реактора. Кроме того, за счет вывода борной кислоты необходимо через 3 ч высвободить

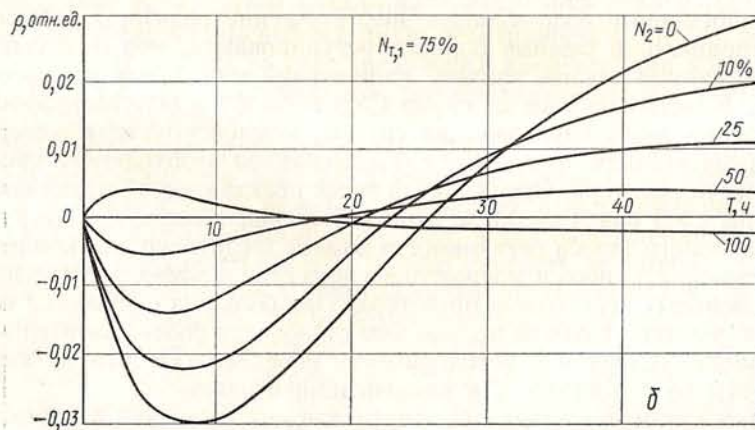
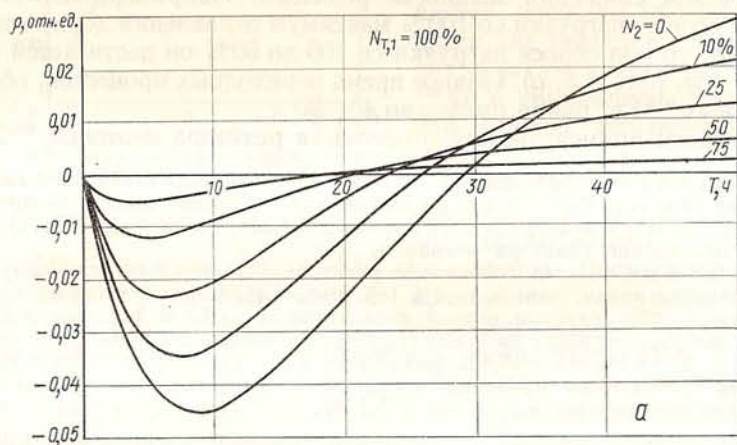
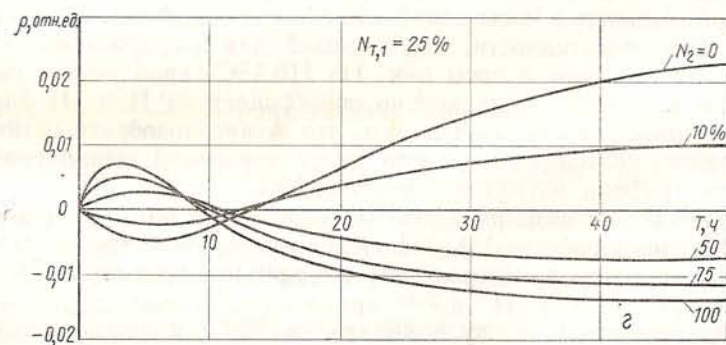
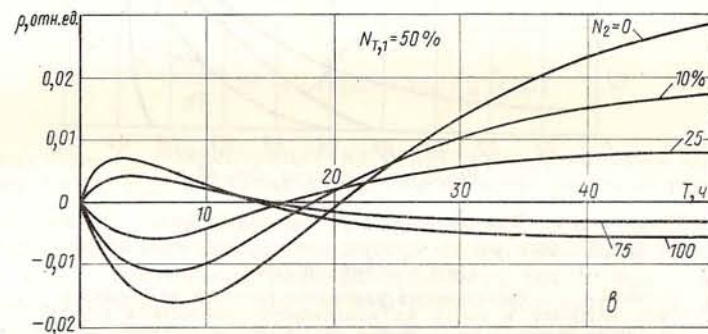


Рис. 4.6. Нестационарное отравление ВВЭР-440 ксеноном при

+1,2% реактивности для компенсации мощностного эффекта при последующем подъеме мощности (если нет других условий, то необходимо рассчитывать на мощность 100%) и +0,45% реактивности в расчете на полную компенсацию подной ямы (-2,25%), поскольку заранее, как правило, неизвестен точный момент выхода реактора на более высокий уровень мощности и вполне вероятно, что это произойдет в момент достижения максимума подной ямы. Таким образом, чтобы скомпенсировать +0,2 +1,2 +0,45% = +1,85% реактивности, нужно снизить концентрацию борной кислоты в реакторе на 1,38 г/кг ( $\partial\rho/\partial C_{\text{H}_3\text{BO}_3} = 3 \cdot 10^{-2} \text{ кг/г}$ ) подачей в I контур 67 м<sup>3</sup> чистой воды [рассчитано по формуле (4.20)]. При включении трех подпиточных насосов общей производительностью 14 м<sup>3</sup>/ч требуется 4,8 ч для подачи такого объема воды, причем через 3 ч концентрация борной кислоты снизится на 1,58 г/кг и высвободится +1,26% реактивности, которая временно компенсируется опусканием в активную зону кассет СУЗ.

Так как через 3 ч мощность реактора увеличивается до 75%, то -0,8% высвобожденной в результате вывода борной кислоты реактивности пойдет на компенсацию мощностного эффекта и 0,2% — на компенсацию отравления



сбросе мощности со 100, 75, 50 и 25%-ного уровня

Оперативный запас управляющей группы составит  $+1,26 - 0,8 - 0,2\% = +0,26\%$ .

Практический интерес представляют характеристики маневренности реактора (рис. 4.7 [33]).

Маневренность реактора зависит от скорости его вывода на полную мощность после останова. Например, в случае быстрого вывода реактора на мощность накопившийся ксенон интенсивно выжигается нейтронным потоком, а дополнительное образование ксенона из иода еще существенно не влияет на реактивность. Это обстоятельство можно использовать для временного повышения мощности станции, например для покрытия пиковых нагрузок энерго-

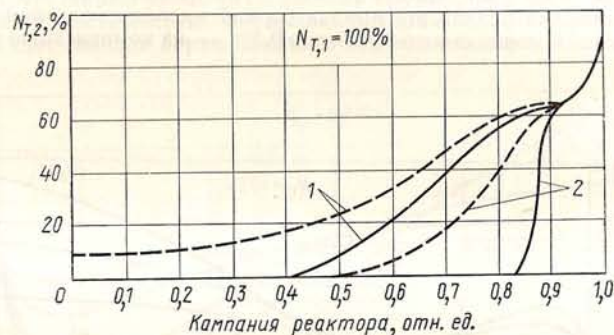


Рис. 4.7. Характеристики маневренности АЭС с ВВЭР-440 с учетом присутствия управляющей группы СУЗ в активной зоне:

— обеспечивается удержание реактора на номинальной мощности и выход на номинальную мощность в случае останова реактора не более чем на 1 ч; — — — обеспечивается удержание реактора на пониженной мощности, и выход на номинальную мощность возможен в любое время; 1 —  $\beta = 0,05$  1/ч; 2 —  $\beta = 0,20$  1/ч

системы в конце кампании реактора, когда запас реактивности мал. Снижая мощность в часы малой потребности в энергии, можно накопить запас реактивности, необходимый для поддержания полной мощности реактора в часы пик. На НВАЭС такой режим работы в конце кампании неоднократно опробовался на II и III блоках. Проведенные расчеты показывают, что можно подобрать оптимальный режим колебаний мощности, обеспечивающий выполнение точного графика нагрузки энергосистемы.

Вопросы оптимизации переходных процессов на ксеноне подробно освещены в работах [34, 35]. Основным математическим методом оптимизации этих процессов является принцип максимума Понтрягина.

Обратная связь между накоплением  $^{135}\text{Xe}$  и мощностью реактора может при определенных условиях привести к возникновению колебаний распределения мощности по активной зоне. Ксеноновая нестабильность ядерных реакторов опасна из-за возможного пере-

жога твэлов. В ряде ВВЭР, например «José Cabrera» (Испания) [27], «Surgu» (США) и др., возможность возникновения ксеноновых колебаний учтена в конструкции: введена внереакторная система контроля за распределением энерговыделения по высоте активной зоны и использованы в качестве подавителей колебаний распределения мощности стержни СУЗ, в которых поглотитель занимает лишь до половины всей длины стержней.

Отравление реактора  $^{149}\text{Sm}$ . В гл. 1 приведена цепочка образования  $^{149}\text{Sm}$  из  $^{149}\text{Pm}$  непосредственно при делении ядер урана и плутония и дополнительно при распаде ядра-осколка  $^{149}\text{Nd}$ . Обычно в расчетах пренебрегают наличием промежуточного изотопа  $^{149}\text{Nd}$  из-за малости периода его полураспада (2,4 ч).

Изменение концентрации  $^{149}\text{Pm}$  и  $^{149}\text{Sm}$  описывается следующими дифференциальными уравнениями:

$$\frac{dN_{\text{Pm}}}{dT} = \gamma_{\text{Pm}} \Sigma_{fT} \Phi_T - \lambda_{\text{Pm}} N_{\text{Pm}}; \quad (4.9)$$

$$\frac{dN_{\text{Sm}}}{dT} = \lambda_{\text{Pm}} N_{\text{Pm}} - \sigma_{\text{Sm}} \Phi_T N_{\text{Sm}}, \quad (4.10)$$

где  $N_{\text{Pm}}$ ,  $N_{\text{Sm}}$  — концентрация ядер прометия и самария соответственно,  $\text{см}^{-3}$ ;  $\gamma_{\text{Pm}}$  — выход прометия на одно деление тяжелого изотопа;  $\Sigma_{fT}$  — макроскопическое сечение деления топлива,  $\text{см}^{-1}$ ;  $\Phi_T$  — средняя плотность потока тепловых нейтронов,  $\text{нейтр}/(\text{см}^2 \times \text{сек})$ ;  $\lambda_{\text{Pm}}$  — постоянная распада прометия,  $\text{сек}^{-1}$ ;  $\sigma_{\text{Sm}}$  — микро-скопическое сечение поглощения нейтронов изотопом  $^{149}\text{Sm}$ ,  $\text{см}^2$ .

Для ВВЭР физические постоянные имеют следующие значения:  $\gamma_{\text{Pm}} = 0,011$ ;  $\lambda_{\text{Pm}} = 0,357 \cdot 10^{-5} \text{сек}^{-1}$ .

При условии  $\Phi_T = \text{const}$  (условие постоянства мощности реактора) можно получить аналитическое решение уравнения (4.10):

$$N_{\text{Sm}}(T) = N_{0\text{Sm}} \exp(-\sigma_{\text{Sm}} \Phi_T T) + N_{0\text{Pm}} [1 - \exp(-\lambda_{\text{Pm}} T)], \quad (4.11)$$

где  $N_{0\text{Sm}} = \frac{\gamma_{\text{Sm}} \Sigma_{fT}}{\sigma_{\text{Sm}}}$  — равновесная концентрация ядер  $^{149}\text{Sm}$ ;

$N_{0\text{Pm}} = \frac{\gamma_{\text{Pm}} \Sigma_{fT}}{\lambda_{\text{Pm}}} \Phi_T$  — равновесная концентрация ядер  $^{149}\text{Pm}$ .

Таким образом, равновесная концентрация ядер самария  $N_{0\text{Sm}}$  не зависит от нейтронного потока и, следовательно, от мощности реактора. Однако мощность реактора определяет время достижения равновесной концентрации  $^{149}\text{Sm}$ . На рис. 4.8 приведены кривые отравления самарием для ВВЭР-440, из которых следует, что равновесная концентрация ядер  $^{149}\text{Sm}$  и стационарное (равновесное) отравление, равное для ВВЭР-440 — 0,82%, достигается при работе на стационарной мощности в течение 30 эф. суток.

Время наступления стационарного отравления  $^{149}\text{Sm}$  можно также оценить из соотношения

$$T_{\text{стац}} \approx 10^{15}/\varphi_T, \quad (4.12)$$

где  $T_{\text{стац}}$  — время достижения стационарного отравления самарием при работе реактора на мощности, сутки;  $\varphi_T$  — средняя плотность потока тепловых нейтронов при работе реактора на стационарной мощности, нейтр/(см<sup>2</sup> · сек).

Изменение мощности реактора с  $N_1$  до  $N_2$  (рис. 4.9) вызывает медленно протекающие переходные процессы, связанные с изменением числа ядер  $^{149}\text{Pm}$  и  $^{149}\text{Sm}$  в активной зоне. Явление снижения

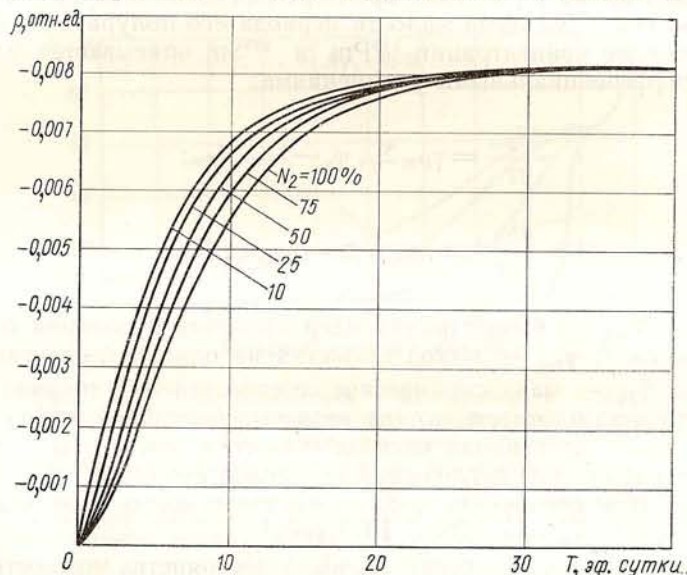


Рис. 4.8. Стационарное отравление ВВЭР-440 самарием

реактивности реактора при уменьшении его мощности вследствие нарушения баланса ядер  $^{149}\text{Pm}$  и  $^{149}\text{Sm}$  по аналогии с иодной ямой носит название *прометиевая яма*. Наибольшая глубина прометиевой ямы (порядка 0,5%) достигается при сбросе мощности реактора со 100% до нуля (см. рис. 4, 9, а), при этом полное превращение образовавшегося  $^{149}\text{Pm}$  в  $^{149}\text{Sm}$  происходит примерно за 15 суток после сброса нагрузки. За это время к ядрам самария, накопившимся за время работы на мощности, добавляются ядра самария, образовавшиеся из прометия за время останова.

Изотоп  $^{149}\text{Sm}$  стабилен, поэтому при нулевой мощности реактора количество ядер самария остается постоянным. При частичном снижении мощности глубина прометиевой ямы меньше, так как часть накопившегося самария выжигается нейтронами.

Выжигание «излишка» самария, образовавшегося из прометия после частичного снижения мощности, постепенно приводит его кон-

центрацию к стационарному значению, которое, как уже упоминалось, не зависит от уровня мощности.

Следует иметь в виду, что графики на рис. 4.9 предполагают достижение стационарного отравления  $^{149}\text{Sm}$  перед изменением мощности реактора.

Уменьшение времени наступления максимума прометиевой ямы при увеличении значений мощности  $N_2$  на рис. 4.9 не должно вводить в заблуждение, так как рассматривается эффективное время, а не календарное. Календарное время наступления максимума прометиевой ямы остается постоянным (15 суток). С увеличением мощности реактора наблюдается самариевый выбег (увеличение реактивности), который объясняется изменением скорости выжигания самария нейтронами и скорости накопления его из прометия. Максимальный самариевый выбег может достигать 0,25% за время порядка 5 ч после подъема мощности реактора с нуля до 100%, при этом предполагается, что реактор стоял 15 суток и концентрация самария установилась постоянной.

Приведем пример расчета отравления реактора изотопом  $^{149}\text{Sm}$ .

**З а д а ч а.** ВВЭР-440 после 40 эф. суток работы остановлен на двое суток. Перед остановом реактор работал в течение 20 суток на мощности 75%. После пуска реактор выведен на мощность 50%. Определить отравление реактора самарием.

**Р е ш е н и е.** Непосредственно перед остановом реактора в активной зоне установилось стационарное отравление самарием, поскольку переходный процесс, связанный с выходом реактора на мощность 75%, произошел за 20 суток до останова реактора (больше 15 суток) и, кроме того, за 40 эф. суток установилось стационарное отравление  $^{149}\text{Sm}$ . Из рис. 4.8 определяем стационарное отравление самарием, равное  $-0,82\%$ . Из рис. 4.9, б нахо-

дим, что за двое календарных суток останова реактора ( $2 \text{ суток} \cdot \frac{75\%}{100\%} = 1,5 \text{ эф. суток}$ ) глубина прометиевой ямы достигла  $-0,2\%$ . Общее отравление реактора самарием непосредственно перед пуском равно  $-0,82\% + (-0,2\%) = -1,02\%$ . После выхода реактора на мощность 50% самарий выгорает и отравление примерно через 30 эф. суток работы реактора ( $30 \text{ эф. суток} \cdot 100\%$ ) снижается до стационарного значения  $-0,82\%$ .

**Ш л а к о в а н и е р е а к т о р а.** Состав стабильных и долгоживущих осколков деления — шлаков, образующихся при делении ядер  $^{235}\text{U}$ , приведен в гл. 1. Накопление шлаков в топливе пропорционально флюенсу нейтронов и является энергетической характеристикой ядерного топлива.

Единицей измерения выгорания топлива является количество тепловой энергии, выделившейся из 1 т топлива в пересчете на металл за 1 сутки ( $\text{Мвт} \cdot \text{сутки}/\text{тУ}$ ). Другая часто используемая единица — масса шлаков, накапливающихся в 1 т урана ( $\text{кг}/\text{тУ}$ ). Выгорание топлива прямо связано с числом делений ядер делящегося изотопа:

$$1 \frac{\text{Мвт} \cdot \text{сутки}}{\text{тУ}} = \frac{5,3916 \cdot 10^{23}}{E} \text{ дел}/\text{тУ}, \quad (4.13)$$



где  $E$  — энергия, выделяемая при одном акте деления изотопа,  $Mэв$ ;  $5,3916 \cdot 10^{23}$  — коэффициент перевода мегаэлектронвольт в мегаватт в сутки.

При расчетах в значение энергии одного акта деления не включается энергия, уносимая нейтрино, поскольку она не выделяется в объеме реактора и не входит в тепловую мощность реактора.

Перерасчет между единицами измерения выгорания осуществляется простым вычислением массы разделившихся ядер топлива с учетом того, что атомной единице массы соответствует масса  $1,6599 \cdot 10^{-27}$  кг:

$$1 \frac{\text{Мвт} \cdot \text{сутки}}{mU} = \frac{A \cdot 1,6599 \cdot 10^{-27} \cdot 5,3916 \cdot 10^{23}}{E} \frac{\text{кг шлаков}}{mU}, \quad (4.14)$$

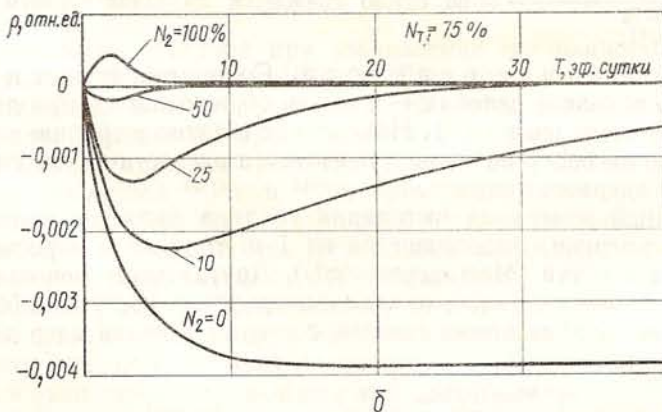
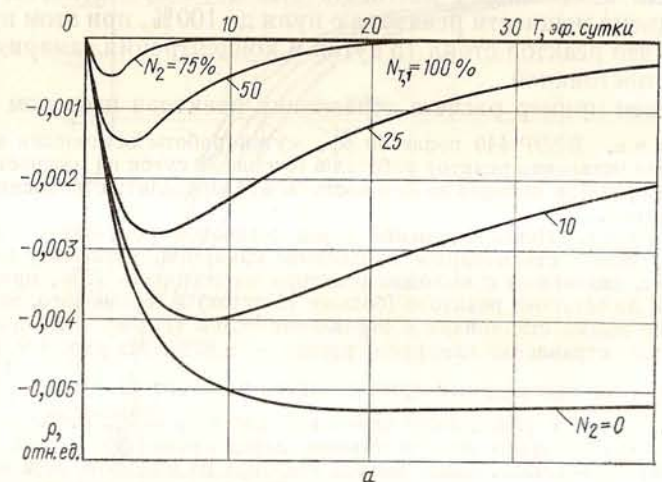


Рис. 4.9. Нестационарное отравление ВВЭР-440 самарием при

где  $A$  — масса ядра делящегося изотопа, в а. е. м.

В табл. 4.1 приведены энергии деления ядер  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ , а также число делений  $N_f$  и масса шлаков, образующихся при выделении энергии в  $1 \text{ Мвт} \cdot \text{сутки}/mU$ .

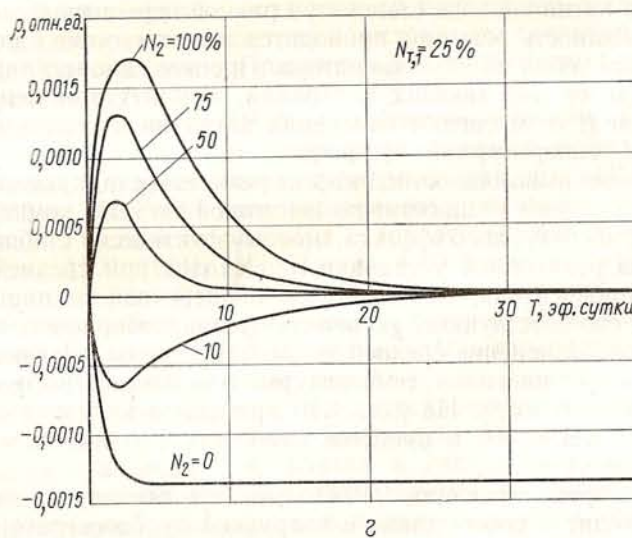
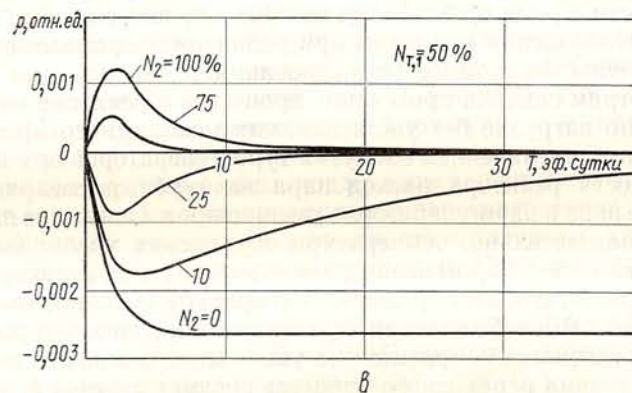
Соотношение единиц выгорания, пользуясь данными табл. 4.1, можно записать в виде

$$1 \text{ кг шлаков} / mU = k_W N_T \text{ Мвт} \times \times \text{сутки} / mU. \quad (4.15)$$

Таблица 4.1

Энергетические и массовые характеристики процесса выгорания

Изотоп	$E, \text{ Мэв}$	$N_f, 10^{21}$ дел Мвт·сутки	$k_W, 10^{-3}$ кг шлаков Мвт·сутки
$^{235}\text{U}$	195 [9]	2,76	1,078
$^{239}\text{Pu}$	202 [9]	2,67	1,059
$^{241}\text{Pu}$	205 [16]	2,63	1,052



изменении тепловой мощности со 100, 75, 50 и 25%-ного уровня

В ВВЭР значительное выделение энергии происходит за счет деления накапливающихся изотопов плутония  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$ , при этом меняется соотношение между концентрацией изотопа  $^{235}\text{U}$  и содержанием делящихся изотопов плутония. Поэтому для уточненного расчета накопления шлаков необходимо учитывать изменение коэффициента  $k_W$  в течение кампании. Если в начале кампании при работе на чистом  $^{235}\text{U}$  значение  $k_W$  равно 1,078, то при выгорании 28 кг/мУ с соответствующим накоплением изотопов плутония значение его уменьшается до 1,072.

#### § 4.3. Регулирование и маневренность ВВЭР

Регулирование мощности в ВВЭР облегчается отрицательным температурным эффектом реактивности. Температурный эффект реактивности в ряде практически важных случаев способен компенсировать возмущения мощности при развитии аварийных ситуаций без вмешательства органов регулирования.

Рассмотрим сначала протекание процессов в реакторе после возмущения по нагрузке без учета влияния мощностного эффекта реактивности. С увеличением нагрузки турбогенераторов при неизменной мощности реактора расход пара на турбину увеличивается, а давление пара в парогенераторах уменьшается. Снижение давления пара и, следовательно, температуры насыщения увеличивает температурный напор парогенератора и отвод тепла от I контура, что, в свою очередь, снижает среднюю температуру теплоносителя в активной зоне. Высвобождаемая при снижении температуры теплоносителя реактивность тратится на увеличение мощности реактора. После окончания переходного процесса средняя температура теплоносителя в активной зоне становится равной первоначальному значению, а мощность реактора приводится в соответствие с повышенным отбором тепла из парогенератора. Процесс саморегулирования носит характер затухающих колебаний, амплитуда и период которых зависят от масштаба изменения нагрузки и величины отрицательного температурного эффекта.

Отрицательный мощностной эффект реактивности, проявляющийся при повышении мощности, до некоторой степени компенсирует влияние температурного эффекта, поэтому фактически стабилизация параметров реакторной установки происходит при средней температуре теплоносителя, меньшей, чем до переходного процесса, и мощности, соответствующей количеству тепла, отбираемого из парогенераторов. Изменение средней температуры воды в I контуре определяется соотношением температурного и мощностного коэффициентов реактивности. На рис. 4.10 приведены кривые изменения параметров ВВЭР-365 в процессе саморегулирования при отключении одной турбины.

При саморегулировании ВВЭР мощность реактора в конечном счете приходит в соответствие с нагрузкой турбогенераторов. Однако процесс установления стационарного состояния, продолжаю-

щийся сравнительно длительное время, является аperiodическим, с большими первоначальными отклонениями параметров. Поэтому на ВВЭР устанавливают достаточно простые и надежные принудительные системы регулирования.

Регулирование мощности ВВЭР осуществляется по программам, схематически изображенным на рис. 4.11.

Поддержание постоянной средней температуры теплоносителя в активной зоне при уменьшении нагрузки сопровождается ростом давления пара в парогенераторах. Положительной стороной программы поддержания постоянной средней температуры I контура являются максимальное использование свойства саморегулируемости реактора, менее жесткие требования к системе компенсации объема I контура и незначительное изменение количества аккумулярованного в I контуре тепла. Последнее очень ценно для надежной работы АЭС в режиме переменных нагрузок.

Отрицательной стороной программы поддержания постоянной средней температуры теплоносителя является необходимость изготовления утяжеленных парогенераторов, рассчитанных на давление насыщения при средней температуре I контура, т. е. примерно на давление на 15 — 20 кгс/см<sup>2</sup> выше номинального.

Преимущество программы поддержания постоянного давления пара состоит в использовании корпусов парогенераторов минимальной стоимости, а также в облегчении температурных условий работы I контура на пониженной мощности. Однако эта программа регулирования характеризуется наибольшим изменением теплового потенциала I контура с изменением нагрузки парогенераторов: при изменении нагрузки от 0 до 100% средняя температура теплоносителя I контура увеличивается на 20 — 30° С.

Недостатки программ поддержания постоянной средней температуры теплоносителя I контура и постоянного давления пара в парогенераторах частично устраняются в компромиссных программах регулирования.

Для регулирования ВВЭР, работающих в режиме базовой нагрузки, используют программу регулирования с поддержанием постоянного давления пара в парогенераторах. Например, в ВВЭР-365 и ВВЭР-440 использована двухимпульсная система регулирования мощности реактора с аналоговым регулятором мощности типа АРМ (ИРМ) [36]. На рис. 4.10 приведены кривые изменения параметров ВВЭР-365 при сбросе нагрузки со 120 до 60 Мвт с отработкой возмущения регулятором АРМ. Как видно из графиков, регулятор АРМ устойчиво и быстро привел мощность реактора в соответствие с нагрузкой.

При регулировании реактора допускается изменение нагрузки блока со скоростью около 3 — 5% в минуту. По своим регулировочным характеристикам АЭС близки к гидроэлектростанциям и в принципе могут работать в режиме переменных нагрузок. Однако при управлении реактором с помощью изменения концентрации борной кислоты скорость возможного изменения реактивности зна-

чительно меньше, чем при регулировании механическими органами СУЗ. Концентрацию борной кислоты изменяют разбавлением теплоносителя реактора чистой водой или, наоборот, подпиткой I контура раствором борной кислоты высокой концентрации. Естественно, что

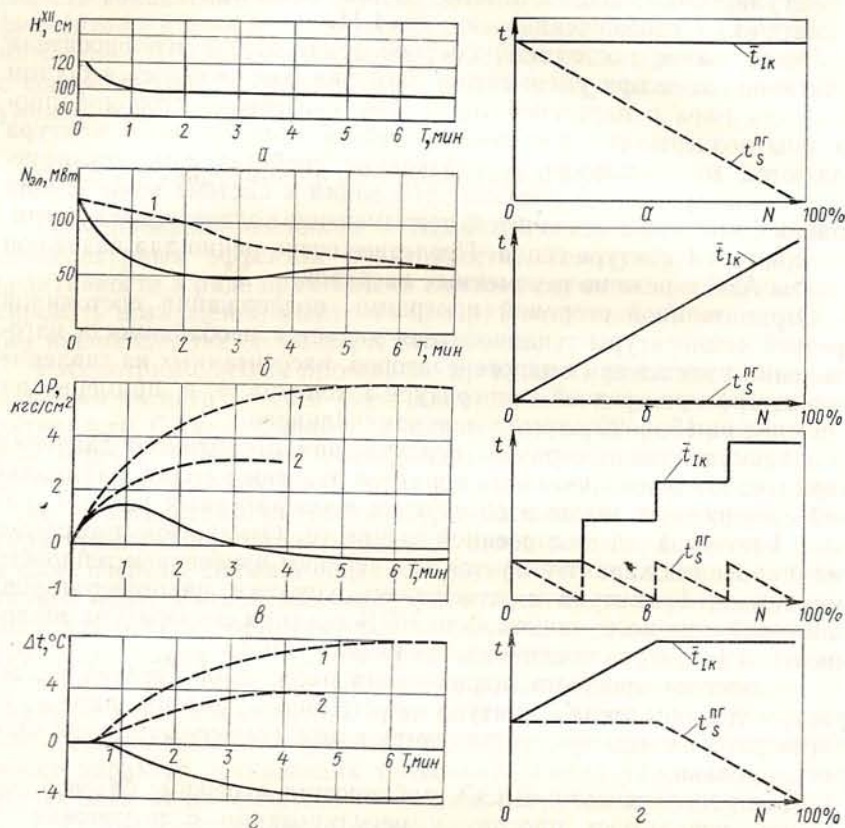


Рис. 4.10. Изменение параметров ВВЭР-365 (а — положение управляющей группы СУЗ при отработке возмущения по нагрузке регулятором АРМ; б — электрическая мощность блока; в — давление пара в парогенераторах; г — средняя температура теплоносителя в реакторе) при резком снижении нагрузки:

--- в процессе саморегулирования ( $1 - C_{\text{H}_3\text{BO}_3} = 2,3 \text{ г/кг}$ ;  $dp/dt \approx 1,7 \cdot 10^{-4} \text{ 1/}^\circ\text{C}$ );  
 2 —  $C_{\text{H}_3\text{BO}_3} = 0 \text{ г/кг}$ ;  $dp/dt \approx 4,3 \cdot 10^{-4} \text{ 1/}^\circ\text{C}$ );  
 — при регулировании регулятором АРМ

Рис. 4.11. Программы регулирования мощности ВВЭР (а — с постоянной средней температурой воды в реакторе; б — с постоянным давлением пара во II контуре; в — ступенчатое регулирование по средней температуре воды в реакторе; г — компромиссная программа регулирования с поддержанием постоянного давления пара во II контуре при малых нагрузках и постоянной средней температуры в I контуре при больших нагрузках)

— средняя температура воды в реакторе; --- температура насыщения воды II контура в парогенераторе

время вывода борной кислоты из теплоносителя I контура и, следовательно, высвобождение реактивности намного больше времени извлечения кассет СУЗ, что ограничивает возможность изменения мощности реактора в нестационарных ксеноновых переходных процессах.

Оценим скорость изменения концентрации борной кислоты, решив дифференциальное уравнение баланса кислоты в I контуре:

$$V \gamma dC = C_{\text{подп}} q_{\text{подп}} \gamma_{\text{подп}} dT - C q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}} dT, \quad (4.16)$$

где  $V$  — объем I контура реактора без компенсаторов объема,  $\text{м}^3$ ;  $\gamma$  — плотность воды при средней температуре теплоносителя

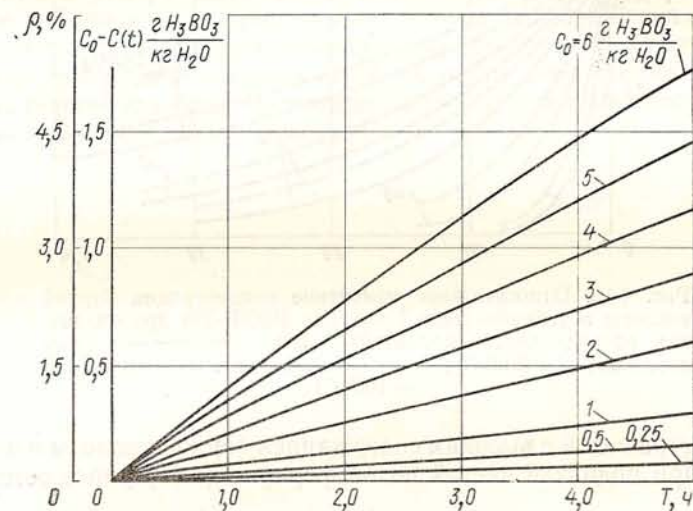


Рис. 4.12. Изменение концентрации борной кислоты в теплоносителе и высвобождение реактивности при подпитке I контура чистой водой. Расход подпиточной воды  $14 \text{ м}^3/\text{ч}$ , объем I контура  $200 \text{ м}^3$

в I контуре реактора,  $\text{кг/м}^3$ ;  $C$  — концентрация борной кислоты в воде I контура,  $\text{г/кг}$ ;  $C_{\text{подп}}$  — концентрация борной кислоты в подпиточной воде реактора,  $\text{г/кг}$ ;  $q_{\text{подп}}$  — объемный расход подпиточной воды реактора,  $\text{м}^3/\text{ч}$ ;  $\gamma_{\text{подп}}$  — плотность подпиточной воды,  $\text{кг/м}^3$ ;  $q_{\text{пр}}$  — объемный расход продувочной воды реактора,  $\text{м}^3/\text{ч}$ ;  $\gamma_{\text{пр}}$  — плотность продувочной воды,  $\text{кг/м}^3$ ;  $T$  — продолжительность работы подпиточных насосов, ч.

Решив уравнение (4.16), получим выражение

$$C(T) = C_{\text{подп}} \frac{q_{\text{подп}} \gamma_{\text{подп}}}{q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}}} \left[ 1 - \exp\left(-\frac{q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}}}{V \gamma} T\right) \right] + C_0 \exp\left(-\frac{q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}}}{V \gamma} T\right). \quad (4.17)$$

Воспользовавшись условием материального баланса подпиточной и продувочной воды I контура

$$q_{\text{подп}} \gamma_{\text{подп}} = q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}}, \quad (4.18)$$

получим

$$C(T) = C_{\text{подп}} \left[ 1 - \exp\left(-\frac{q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}}}{V \gamma} T\right) \right] + C_0 \exp\left(-\frac{q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}}}{V \gamma} T\right). \quad (4.19)$$

Выражение (4.19) можно использовать для расчета изменения концентрации борной кислоты в теплоносителе в случаях подпит-

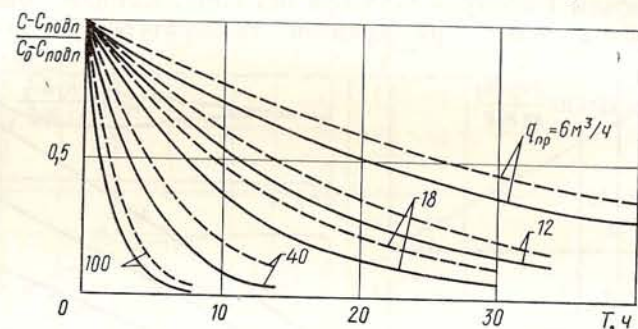


Рис. 4.13. Относительное изменение концентрации борной кислоты в теплоносителе I контура ВВЭР-400 при различном расходе чистой подпиточной воды: — — — горячее состояние ( $t=260^\circ\text{C}$ ); — — — холодное состояние ( $t=100^\circ\text{C}$ )

ки I контура водой с высоким содержанием борной кислоты и чистой водой. При подпитке чистой водой формула (4.19) упрощается:

$$C(T) = C_0 \exp\left(-\frac{q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}}}{V \gamma} T\right). \quad (4.20)$$

Если начальная концентрация борной кислоты в теплоносителе равна нулю (чистая вода), то изменение концентрации борной кислоты при подпитке борной водой описывается выражением

$$C(T) = C_{\text{подп}} \left[ 1 - \exp\left(-\frac{q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}}}{V \gamma} T\right) \right]. \quad (4.21)$$

Формула (4.17) справедлива и для случая включения в работу аварийной борной системы при утечке воды из I контура. Раствор борной кислоты высокой концентрации подают в этом случае аварийными подпиточными насосами большой производительности.

Для оценки маневренности используют понятие *относительной скорости снижения концентрации борной кислоты* при разбавлении теплоносителя I контура водой:

$$\beta = \frac{1}{C(T)} \frac{dC(T)}{dT} = \frac{q_{\text{пр}} \gamma_{\text{пр}}}{V \gamma}. \quad (4.22)$$

Маневренность ВВЭР изменяется в течение кампании в зависимости от концентрации борной кислоты в теплоносителе (рис. 4.12 и 4.13).

Как следует из рис. 4.12 и 4.13, вывод борной кислоты из I контура осуществляется медленно, что, однако, не создает каких-либо неудобств при эксплуатации реактора на стационарной мощности. С изменением мощности реактора возникают затруднения в подъеме мощности, связанные с быстрым уменьшением запаса реактивности реактора из-за отравления активной зоны  $^{135}\text{Xe}$  (*подная яма*). В таких случаях можно предусмотреть включение резервного, очищенного от борной кислоты ионитного фильтра, намного ускоряющего скорость вывода борной кислоты [37]. На рис. 4.7 приведены характеристики маневренности блока с ВВЭР-440 с учетом присутствия в активной зоне управляющей группы кассет СУЗ при разной относительной скорости уменьшения концентрации борной кислоты. Из кривых видно, что маневренность реактора к концу кампании ухудшается.

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ РЕЖИМЫ РАБОТЫ  
РЕАКТОРА НА МОЩНОСТИ§ 5.1. Теплоотдача от тепловыделяющих элементов  
к воде

В зависимости от уровня мощности теплоотдача от твэлов к воде может осуществляться различным образом:

1. Если температура поверхности твэлов ниже температуры кипения теплоносителя при данном давлении, то имеет место конвективный теплообмен с однофазной жидкостью.

2. Если температура поверхности твэлов выше температуры кипения теплоносителя при данном давлении, то вода в пристеночном слое перегревается и при наличии центров парообразования закипает, т. е. возникает поверхностное кипение. Режим кипения при относительно малых тепловых потоках пузырьковый. Образовавшиеся пузырьки пара отрываются и уносятся с поверхности твэлов потоком теплоносителя. При попадании пузырьков пара в слой недогретой до кипения воды они конденсируются с отдачей тепла. Появление пузырькового кипения недогретой жидкости вызывает сильную турбулизацию потока теплоносителя, что также увеличивает теплоотдачу от поверхности твэлов.

3. При дальнейшем увеличении теплового потока количество образующихся пузырьков пара и, следовательно, площадь поверхности твэлов, занятая паровой фазой, увеличиваются. Если температура теплоносителя становится выше температуры кипения при данном давлении, то поверхностное кипение воды переходит в объемное, при котором пузырьки пара не конденсируются в объеме жидкости.

4. При определенном сочетании значений теплового потока, расхода охлаждающей среды и ее массового паросодержания пузырьковый режим кипения переходит в пленочный, при котором паровая фаза занимает всю площадь поверхности твэлов. Механизм теплоотдачи при этом резко меняется: на поверхности твэлов появляется сплошная паровая пленка с большим термическим сопротивлением. Конвективный теплообмен практически прекращается и количество отводимого от твэлов тепла ограничивается теплопроводностью через паровую пленку. Температура твэлов при этом резко возрастает, что может привести к расплавлению оболочки и топлива. Очевидно, что при эксплуатации реакторов такой режим, называемый *кризисом теплообмена*, должен быть исключен соответствующим ограничением мощности реактора и отдельных кассет.

При теоретическом рассмотрении теплоотдачи от твэлов к воде используется уравнение [38]

$$q = \alpha (t_{ст} - t_{в}), \quad (5.1)$$

где  $q$  — тепловой поток,  $вт/см^2$ ;  $t_{ст}$  — температура поверхности твэла,  $^{\circ}C$ ;  $t_{в}$  — температура воды,  $^{\circ}C$ ;  $\alpha$  — коэффициент теплоотдачи от поверхности твэла к воде,  $вт/(см^2 \cdot град)$ . Для ВВЭР значения  $\alpha$  находятся в пределах 3,3 — 3,5  $вт/(см^2 \cdot град)$ .

Коэффициент теплоотдачи  $\alpha$  при конвективном теплообмене с однофазной жидкостью рассчитывают по критериальному соотношению Михеева [38]:

$$Nu = 0,023 Re^{0,8} Pr^{0,4} (Pr/Pr_{ст})^{0,25} \epsilon, \quad (5.2)$$

где  $Nu = \alpha D/\lambda$  — критерий Нуссельта;  $Re = \omega D/\nu$  — критерий Рейнольдса;  $Pr = \nu/a$  — критерий Прандтля;  $Pr/Pr_{ст}$  — поправка на разницу теплофизических свойств воды по сечению потока (значение  $Pr_{ст}$  вычисляется при температуре воды, равной температуре поверхности твэлов);  $\epsilon$  — поправка на начальный участок кассеты ( $\epsilon = 1$  при  $l/D_e > 50$ );  $D = D_e \chi$  — эффективный диаметр пучка твэлов,  $м$ ;  $D_e = 4 S/P$  — эквивалентный (гидравлический) диаметр пучка твэлов,  $м$ ;  $\chi$  — коэффициент заполнения пучка твэлов;

$$\chi = \frac{2f}{(1-f)^2} \left[ \frac{f}{2} - \frac{3}{2} - \frac{\ln f}{1-f} \right], \quad (5.3)$$

где  $f = S_{твэл}/S$ ;  $S$  — полное поперечное сечение пучка,  $м^2$ ;  $S_{твэл}$  — полное поперечное сечение твэлов в пучке,  $м^2$ ;  $P$  — полный периметр всех твэлов в поперечном сечении пучка,  $м$ ;  $\lambda$  — теплопроводность воды,  $вт/(см \cdot град)$ ;  $\nu$  — кинематическая вязкость воды,  $м^2/сек$ ;  $\omega$  — скорость воды в пучке твэлов,  $м/сек$ ;  $a$  — коэффициент температуропроводности воды,  $м^2/сек$ .

При возникновении на поверхности твэлов пузырькового кипения воды теплообмен значительно улучшается. В этом случае целесообразно определять не коэффициент теплоотдачи, а температурный напор между поверхностью твэла и водой. Зависимость между  $\Delta t$  и  $q$ , в отличие от формулы (5.1), приобретает вид

$$\Delta t_0 = A (P) q^n, \quad (5.4)$$

где  $n = 0,3 \div 0,4$ ;  $A (P)$  — параметр, зависящий от давления воды.

В работе [39] приводится эмпирическое выражение для расчета теплообмена при пузырьковом кипении, полученное на основе 800 измерений в широком диапазоне параметров:

$$\frac{\Delta t}{\Delta t_0} = \left[ 1 + \left( \frac{\Delta t_0 \alpha}{\Delta q} \right)^{3/2} \right]^{-2/3}, \quad (5.5)$$

где  $\Delta t = t_{ст}^{н.к} - t_{ж}$  — температурный напор между оболочкой твэла и водой при неразвитом пузырьковом кипении;

$\Delta t_0 = t_{ст} - t_{ж}$  — температурный напор между оболочкой твэла и водой при развитом пузырьковом кипении;  $\Delta q = q - q_{н.к}$  — эффективный тепловой поток, увеличивающий интенсивность парообразования и равный разности между тепловым потоком при развитом кипении и тепловым потоком при неразвитом пузырьковом кипении;  $\alpha$  — коэффициент теплоотдачи при неразвитом пузырьковом кипении воды.

Условие начала развитого пузырькового кипения определяется соотношением

$$\Delta q / \alpha \Delta t_0 \approx 3. \quad (5.6)$$

Значение  $\Delta t_0$  находят из следующей эмпирической формулы:

$$\Delta t_0 = 7 \frac{t_{кр}^{0,82} M^{0,18}}{(gP_{кр})^{0,36}} \Delta q^{0,36} \exp\left(-5,6 \frac{t_s}{t_{кр}}\right), \quad (5.7)$$

где  $t_s$  — температура насыщения, °К;  $P_{кр}$  — критическое давление воды, кгс/см<sup>2</sup>;  $t_{кр}$  — критическая температура воды, °К;  $\Delta q$  — эффективный тепловой поток, вт/м<sup>2</sup>;  $M$  — молярная масса воды, кг/моль.

Области применения зависимостей (5.5) и (5.7): 1) при кипении недогретой жидкости в трубах; 2) при  $0,005 \leq P/P_{кр} \leq 0,8$ ; 3) при скорости жидкости  $1 - 23$  м/сек; 4) при тепловом потоке  $(0,23 - 24,4) \cdot 10^6$  вт/м<sup>2</sup>.

В работе [40] анализируется эмпирическое выражение для коэффициента теплоотдачи при кипении недогретой до температуры насыщения воды:

$$\alpha_{кип} = \frac{10^6}{41 - 0,105 t_s} \left(\frac{q}{10^6}\right)^{0,7}, \quad (5.8)$$

где  $t_s$  — температура насыщения, °С;  $q$  — тепловой поток;  $\alpha_{кип}$  — коэффициент теплоотдачи.

Особое значение для эксплуатации ВВЭР имеет определение условий возникновения кризиса теплообмена. Теоретически явление кризиса теплообмена изучено недостаточно, поэтому существующие методики расчета условий его возникновения являются результатом обобщения большого числа экспериментальных данных, применение которых для ВВЭР всегда сопряжено с некоторой неопределенностью.

Как было отмечено выше, кризис теплообмена возникает при определенном сочетании значений теплового потока, расхода теплоносителя и его массового паросодержания. Имеется несколько эмпирических формул, полученных обработкой экспериментальных данных, устанавливающих зависимость критического теплового потока от скорости теплоносителя и паросодержания, которые применимы для активных зон ВВЭР.

При расчетах ВВЭР наиболее часто используется соотношение Осмачкина [41]:

$$q_{кр}^{P_0} = B \cdot 0,997 \cdot 10^2 r \rho' (g v')^{1/3} Re_h^{0,2} \frac{1 - (We_h)^{0,2} x/3,5}{1 + L/L_r}, \quad (5.9)$$

где  $Re_h = (\rho \omega) D_h / \mu' g$  — критерий Рейнольдса;  $We_h = (\rho \omega)^2 D_h / (\rho' - \rho g \sigma')$  — критерий Вебера;  $q_{кр}^{P_0}$  — критический тепловой поток при равномерном обогреве, вт/м<sup>2</sup>;  $B$  — постоянная величина;  $r$  — теплота парообразования, ккал/кг;  $\rho$  — плотность воды, кг/м<sup>3</sup>;  $g$  — ускорение силы тяжести, м/сек<sup>2</sup>;  $v$  — кинематическая вязкость, м<sup>2</sup>/сек;  $L$  — длина обогреваемого канала, м;  $L_r = 3,54$  м — длина релаксации для двухфазного потока;  $D_h = 4 S_c / P_h$  — обогреваемый диаметр канала, м;  $\rho \omega$  — массовая скорость, кг/(м<sup>2</sup> · сек);  $\mu$  — коэффициент динамической вязкости, кгс · сек/м<sup>2</sup>;  $\sigma$  — поверхностное натяжение, кгс/м;  $S_c$  — площадь поперечного сечения канала, м<sup>2</sup>;  $P_h$  — обогреваемый периметр канала, м;  $P_w$  — смоченный периметр канала, м;  $x = (i - i')/r$  — массовое паросодержание; ' — условия для воды на линии насыщения; '' — условия для насыщенного пара;  $P$  — давление воды, кгс/см<sup>2</sup>.

Формула Осмачкина применима при следующих условиях: 1) геометрия — пучки стержней; 2) распределение теплового потока по длине — равномерное и неравномерное; 3) массовая скорость воды  $\rho \omega = 500 \div 4000$  кг/(м<sup>2</sup> · сек); 4) давление воды  $P = 40,0 \div 160$  кгс/см<sup>2</sup>; 5) длина канала  $L = 0,4 \div 7,0$  м; 6) обогреваемый диаметр канала  $D_h = (5 - 20) \cdot 10^{-3}$  м; 7) паросодержание на выходе из канала  $x = 0 \div 0,6$ ; 8) постоянная  $B = 0,95$ , учитывающая точность соотношения при уровне вероятности 95%. Под уровнем вероятности понимается доля экспериментальных данных, выраженная в процентах, которая удовлетворяет соотношению с указанной точностью, т. е. для соотношения Осмачкина 95% экспериментальных данных согласуются с расчетом с погрешностью 5%.

Для расчета критического потока в пучках твэлов можно использовать также соотношения Смолина [42], W-2 [43] и W-3 [44].

## § 5.2. Гидравлические характеристики топливных кассет и реактора

Расход теплоносителя в I контуре, создаваемый главными циркуляционными насосами (ГЦН), зависит от гидравлического сопротивления контура. Полное гидравлическое сопротивление контура складывается из сопротивлений отдельных участков (активная зона, трубопроводы, парогенераторы и др.), которые характеризуются коэффициентом гидравлического сопротивления (КГС) (табл. 5.1).

Таблица 5.1

Коэффициенты гидравлического сопротивления для I контура ВВЭР  
Нововоронежской АЭС

№ п.п.	Характеристика	ВВЭР-210	ВВЭР-365	ВВЭР-440 (III и IV блоки)
1	КГС реактора $\xi_p$	2,3	2,3	1,29
2	КГС холодного трубопровода $\xi_{тр. х}$	0,01	0,01	0,01
3	КГС горячего трубопровода $\xi_{тр. г}$	0,01	0,01	0,01
4	КГС парогенератора $\xi_{пг}$	4,7	3,0	1,92
5	КГС активной зоны, приведенный к скорости в кассете, $\xi_{аз}$	21,6	15,4	13,3
6	КГС одного пояса дистанционирующих решеток $\xi_{реш}$	1,3	0,52	0,54
7	КГС на участке входа в кассету $\xi_{вх. к}$	3,1	2,08	1,0
8	КГС на участке выхода из кассеты $\xi_{вых. к}$	2,25	1,87	2,18

Примечание: 1. КГС участков тракта по пп. 1—4 приведены к скорости в трубопроводе Ду-500.  
2. КГС участков тракта по пп. 5—8 приведены к скорости в кассете.  
3. Кассеты реакторов ВВЭР-365 и ВВЭР-440 не имеют дроссельных шайб на входе.

Зависимость перепада давления на данном участке от расхода теплоносителя называется *гидравлической характеристикой*. Для однофазного потока теплоносителя она может быть представлена в виде

$$\Delta P_i = \xi_i Q^2 \gamma / 2g, \quad (5.10)$$

где  $\Delta P_i$  — перепад давления на  $i$ -м участке,  $кгс/м^2$ ;  $\xi_i$  — коэффициент гидравлического сопротивления  $i$ -го участка, приведенный к расходу воды на этом участке;  $Q$  — объемный расход теплоносителя,  $м^3/сек$ ;  $g$  — ускорение свободного падения,  $м/сек^2$ ;  $\gamma$  — плотность теплоносителя,  $кг/м^3$ .

В стационарных условиях работы ВВЭР поток теплоносителя практически всегда однофазный. Появление в теплоносителе паровой фазы возможно только в случаях аварийного уменьшения расхода из-за нарушения нормальной работы ГЦН.

Активная зона реактора может быть представлена в виде системы параллельных каналов (кассет), имеющих общий вход и выход теплоносителя и находящихся под одинаковым перепадом давления. Мощности отдельных кассет различаются распределением энерговыделения по активной зоне (см. § 4.1). По этой причине кассеты активной зоны имеют различную температуру воды на выходе и различное гидравлическое сопротивление. Определяя гидравлические характеристики кассет, необходимо учитывать, что при снижении расхода теплоносителя до определенного значения поток становится двухфазным. В этом случае гидравлические характеристики рас-

считывают по другим, более сложным, чем формула (5.10), зависимостям. Результаты расчетов представляются распределением перепада давления по высоте кассет в зависимости от расхода, мощности и температуры теплоносителя.

При расчете распределения температур теплоносителя на выходе из кассет необходимо учитывать различие температуры входной воды, особенно существенное в режимах работы с отключенными петлями.

Схема расчета гидродинамических характеристик (ГДХ) кассет заключается в следующем. Составляют уравнение баланса потерь давления по длине кассеты при течении двухфазной пароводяной смеси. Принимают определенный закон распределения тепловыделения по длине кассеты (постоянный, ступенчатый, синусоидальный). Это позволяет определить распределение паросодержания по кассете, после чего приближенными методами вычисляют потери давления по длине кассеты от входа к выходу в зависимости от изменения различных параметров.

Потери давления на единицу длины кассеты ( $-dP/dz$ ), на трение ( $(dP/dz)_{тр}$ ), ускорение потока при парообразовании ( $(dP/dz)_{уск}$ ) и гравитацию ( $(dP/dz)_{гр}$ ) выражаются следующим исходным уравнением:

$$-\frac{dP}{dz} = \left(\frac{dP}{dz}\right)_{тр} + \left(\frac{dP}{dz}\right)_{уск} - \left(\frac{dP}{dz}\right)_{гр}. \quad (5.11)$$

Каждое слагаемое имеет вид

$$\left(\frac{dP}{dz}\right)_{тр} = \left[ \frac{\lambda}{D} \frac{\psi}{\gamma_{см}} + \sum \xi_m^i \delta(z-z_j) \frac{1}{\gamma_{см}} \right] \frac{G^2}{2gS^2}; \quad (5.12)$$

$$\left(\frac{dP}{dz}\right)_{уск} = \frac{G}{gS} \frac{d}{dS} \left( \frac{G}{S\gamma_{см}^*} \right); \quad (5.13)$$

$$\left(\frac{dP}{dz}\right)_{гр} = \gamma_{см} \cos(\mathbf{g}, \mathbf{z}); \quad (5.14)$$

Здесь приняты следующие обозначения:  $G$  — массовый расход теплоносителя через кассету  $кг/сек$ ;  $S$  — площадь проходного сечения кассеты,  $м^2$ ;  $D$  — эффективный диаметр кассеты,  $м$  (см. § 5.1);  $\lambda$  — коэффициент трения на единицу длины, выражается формулой (обозначения в формуле см. § 5.1)

$$\lambda = \frac{1}{[1,82 \lg(\text{Re } \psi) - 1,64]^2}; \quad (5.15)$$

$\psi$  — коэффициент неомогенности пароводяной смеси, выражается эмпирической формулой

$$\psi = 1 + 0,57 \left( \frac{1}{0,2 + (\gamma''/\gamma')} \sqrt{\omega^2/gD} - 5,2x^2 \right) x^{1/8} (1-x)^2; \quad (5.16)$$

$w$  — скорость потока, м/сек;  $\gamma$  — плотность, кг/м<sup>3</sup>;  $x$  — массовое паросодержание;  $\varphi$  — объемное паросодержание;  $\xi_m^j$  — местный коэффициент гидравлического сопротивления (например, для дистанционирующих решеток);  $j$  — порядковый номер местного сопротивления;  $\delta(z - z_j)$  —  $\delta$ -функция Дирака, удовлетворяющая условию (для местного гидравлического сопротивления)

$$\int_z^{z_j} \delta(z - z_i) dz_j = \begin{cases} 0 & \text{при } z \neq z_j, \\ 1 & \text{при } z = z_j, \end{cases}$$

где  $z_j$  — координата местного сопротивления. Встречающиеся в приведенных выше формулах индексы имеют следующий смысл: ' — вода на линии насыщения; '' — насыщенный пар; см — пароводяная смесь; \* — наличие проскальзывания пара (см. ниже); ж — недогретая жидкость.

По длине кассеты возможны три состояния теплоносителя: а) недогретая до кипения жидкость,  $x < 0$ ; б) вода на линии насыщения,  $x = 0$ ; в) насыщенный пар и жидкость, пароводяная смесь,  $x > 0$ . В соответствии с этим плотность теплоносителя в общем виде (для смеси) дается выражением:

$$\left. \begin{aligned} \frac{1}{\gamma_{см}^*} &= \frac{(1-x)^2}{\gamma' (1-\varphi)} + \frac{x^2}{\gamma'' \varphi} \quad (x > 0); \\ \gamma_{см}^* &= \gamma' \quad (x = 0); \\ \gamma_{см}^* &= \gamma_{ж} \quad (x < 0). \end{aligned} \right\} \quad (5.17)$$

При отсутствии проскальзывания пара

$$\left. \begin{aligned} \gamma_{см} &= \gamma' (1-\varphi) + \gamma'' \varphi \quad (x \geq 0); \\ \gamma_{см} &= \gamma_{ж} \quad (x < 0). \end{aligned} \right\} \quad (5.18)$$

Связь между массовым и объемным паросодержанием выражается соотношением

$$\varphi = \left( 1 + \frac{1-x}{x} \frac{\gamma''}{\gamma'} \frac{w''}{w'} \right)^{-1}, \quad (5.19)$$

где  $w''/w'$  — коэффициент проскальзывания пара, равный

$$\frac{w''}{w'} = 1 + \frac{0,6 + 1,5\beta^2}{\sqrt{Fr_0}} \left( 1 - \frac{P}{P_{кр}} \right); \quad (5.20)$$

$P$  — давление в потоке, кгс/м<sup>2</sup>;  $P_{кр}$  — критическое давление, кгс/м<sup>2</sup>;  $Fr = \omega^2/gD$  — критерий Фруда;

$$\beta = \left( 1 + \frac{1-x}{x} \frac{\gamma''}{\gamma'} \right)^{-1};$$

$\beta = \varphi$  при  $w'' = w'$ .

В результате численного интегрирования уравнения (5.11) и графической обработки выдаваемых ЭВМ материалов получают

гидравлическую характеристику кассеты (рис. 5.1). Общей закономерностью гидравлических характеристик является уменьшение расхода в кассете с ростом ее мощности, что связано с увеличением гидравлического сопротивления в результате изменения плотности

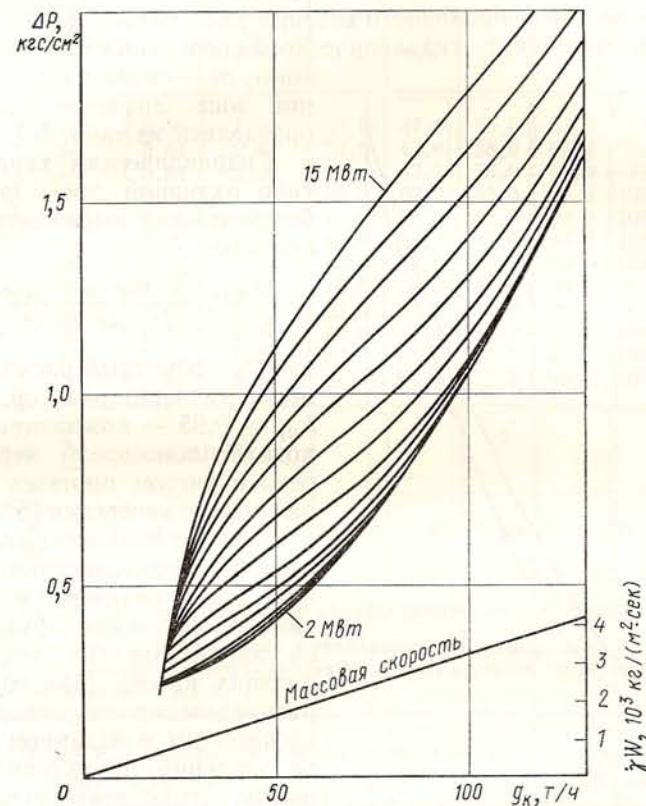


Рис. 5.1. Гидравлические характеристики кассет ВВЭР-440 [ $\Delta P$  — перепад давления на кассете, кгс/см<sup>2</sup>;  $g_k$  — расход теплоносителя через кассету, т/ч;  $\gamma W$  — массовая скорость теплоносителя в кассете, кг/(м<sup>2</sup>·сек)]. Кривые получены для мощностей кассет  $q_i$  от 2 до 15 Мвт при следующих параметрах теплоносителя на входе в кассету: давление  $P_{вх} = 125$  кгс/см<sup>2</sup>; энтальпия  $i_{вх} = 262$  ккал/кг

воды и парообразования. Если энерговыделение в кассетах отсутствует, то сопротивление всех кассет в принципе одинаково. При плотности теплоносителя 780 кг/м<sup>3</sup> коэффициент гидравлического сопротивления кассеты  $\xi_k = 15,4$ .

Зная гидравлические характеристики кассет, можно определить гидравлическую характеристику всей активной зоны. Условие ба-



ланса расхода через активную зону без мощности записывается в виде

$$\sum_{i=1}^{m=349} \frac{S_i}{\sqrt{\xi_i}} = m \frac{S_i}{\sqrt{\xi_{\text{эф}}}}, \quad (5.21)$$

где  $S_i$  — площадь проходного сечения кассеты,  $\text{м}^2$ ;  $\xi_{\text{эф}}$  — эффективный коэффициент гидравлического сопротивления активной зоны;  $m$  — число кассет в активной зоне. Значение  $\xi_{\text{эф}}$  можно определить из табл. 5.1.

Гидравлическая характеристика активной зоны реактора без мощности выражается зависимостью

$$\Delta P_{\text{аз}} = \frac{(Q_p k_{\text{пр}})^2 \gamma \xi_{\text{эф}}}{2g (mS_i)^2}, \quad (5.22)$$

где  $Q_p$  — объемный расход теплоносителя через реактор,  $\text{м}^3/\text{сек}$ ;  $k_{\text{пр}} = 0,95$  — коэффициент расхода теплоносителя через кассеты с учетом протечек в зазорах между кассетами (5%).

Для определения гидравлической характеристики активной зоны реактора на номинальной мощности привлекаются характеристики тепловыделяющих кассет. При известном распределении энерговыделения по кассетам и заданном перепаде давления на активной зоне расход теплоносителя через реактор равен

$$G_p k_{\text{пр}} = \sum_{j=1}^{m=349} g_j = \sum_i n_i g_i, \quad (5.23)$$

Рис. 5.2. Гидравлические характеристики ВВЭР-440 при рабочей температуре без мощности (1) и при номинальной мощности (2)

где  $n_i$  — число кассет с мощностью  $q_i$ ;  $g_i$  — массовый расход воды через кассету с мощностью  $q_i$  при заданном перепаде давления  $\Delta P_{\text{аз}}$ ;  $G_p$  — массовый расход воды через реактор при перепаде давления  $\Delta P_{\text{аз}}$ .

В табл. 5.2 представлено типичное распределение расхода воды и мощности по кассетам при различных перепадах давления на активной зоне ВВЭР-365. При составлении таблицы использовались гидравлические характеристики кассет из рис. 5.1.

Таблица 5.2

Распределение мощности и расхода воды по кассетам ВВЭР-365 в первую кампанию

Число шайбованных кассет, шт.	Число нешайбованных кассет, шт.	$Kq_i$	Мощность кассеты $q_i$ , Мвт	Расход в кассете $g_i$ , т/ч, при $\Delta P_{\text{аз}}$ , кгс/см <sup>2</sup>					
				0,4	0,6	0,8	1,0	1,2	1,4
21	—	0,50	1,90	32,0	47,6	58,0	67,2	75,5	82,5
27	—	0,64	2,43	31,0	47,6	58,0	67,2	75,5	82,5
12	—	0,84	3,20	29,0	47,6	58,0	67,2	75,5	82,5
—	3	0,50	1,90	48,0	68,0	83,0	96,0	108,0	118,0
—	3	0,62	2,35	48,0	68,0	83,0	96,0	108,0	118,0
—	6	0,72	2,74	48,0	68,0	83,0	96,0	108,0	118,0
—	42	0,86	3,27	47,0	68,0	83,0	96,0	108,0	118,0
—	36	0,96	3,65	45,0	68,0	83,0	96,0	108,0	118,0
—	60	1,05	3,99	43,0	68,0	83,0	96,0	108,0	118,0
—	45	1,15	4,37	40,0	67,0	83,0	96,0	108,0	118,0
—	60	1,24	4,71	38,0	66,0	83,0	96,0	108,0	118,0
—	34	1,33	5,05	37,0	64,0	83,0	96,0	108,0	118,0
$\sum_i n_i = 349$ ; $\sum_{i=1}^{349} n_i q_i = 1331 \text{ Мвт}$									
$G_p = \frac{1}{k_{\text{пр}}} \sum_{i=1}^{349} n_i q_i \text{ (т/ч)}$				14 700	23 400	28 900	33 400	37 600	41 100

Примечания:  
 1. Положение управляющей группы органов (кассет) регулирования и компенсации — на уровне 125 см от низа активной зоны.  
 2. Концентрация борной кислоты в теплоносителе  $C_{\text{H}_2\text{BO}_3} = 1,8 \text{ г/кг}$ .  
 3. Перепад давления на активной зоне  $\Delta P_{\text{аз}}$  взят с учетом гидростатического напора столба воды высотой 2,5 м.

Определив  $\xi_{\text{эф}}$  активной зоны с помощью (5.21) и расход теплоносителя через активную зону из (5.23) и подставив полученные значения в соотношение (5.22), находят гидравлическую характеристику активной зоны на номинальной мощности (рис. 5.2). Перепад давления на активной зоне с повышением ее мощности увеличивается незначительно (всего на  $0,1 \text{ кгс/см}^2$ ), что практически не влияет на производительность ГЦН.

Полное гидравлическое сопротивление первого контура складывается из сопротивлений отдельных участков. Потеря давления в I контуре представляется в виде

$$\Delta P_I = (\xi_{\text{п}i} Q_{\text{п}i}^2 + \xi_{\text{р}}^{\text{нп}} Q_{\text{р}}^2) \gamma / 2g S_{\text{тр}}^2, \quad (5.24)$$

где  $\xi_{\text{п}i}$  — приведенный к скорости в трубопроводе Ду-500 коэффициент гидравлического сопротивления  $i$ -й петли, включая вход в реактор и выход из него;  $\xi_{\text{р}}^{\text{нп}}$  — приведенный к скорости в трубопроводе Ду-500 коэффициент гидравлического сопротивления реак-

тора, включая активную зону;  $S_{гр} = 0,196 \text{ м}^2$  — площадь проходного сечения трубопровода Ду-500;  $Q_{пi}$  — расход теплоносителя в  $i$ -й петле;  $Q_p$  — расход теплоносителя через реактор.

Из уравнения (5.24) можно получить КГС I контура по  $i$ -й петле:

$$\xi_{i1} = \left[ \xi_{пi} + \xi_p^{np} \left( \frac{Q_p}{Q_{пi}} \right)^2 \right] = \frac{\Delta P_{I1} \cdot 2gS_{гр}^2}{Q_{пi}^2 \gamma} \quad (5.25)$$

Таблица 5.3

Гидравлические характеристики I контура ВВЭР-365  
( $P_I = 105 \text{ кгс/см}^2$ ,  $T_I = 250^\circ\text{C}$ )

Число работающих петель $n$	Параметр	Номер петли								Усредненные по петлям значения
		1	2	3	4	5	6	7	8	
7	$\Delta P_{пi}$ , кгс/см <sup>2</sup>	3,82	4,05	4,10	4,20	4,08	4,28	4,35	4,16	4,13
	$Q_{пi}$ , м <sup>3</sup> /ч	7200	7100	7100	6950	7150	7200	6950	6900	7060
	$\xi_{i1}$	8,90	9,75	9,88	10,5	9,63	10,0	10,8	10,6	10,0
$\Delta P_p$ , кгс/см <sup>2</sup>		2,00 ± 0,12								
$Q_p$ , м <sup>3</sup> /ч		49 500 (100%)								
6	$\Delta P_{пi}$ , кгс/см <sup>2</sup>	3,73	3,96	3,84	3,80	3,96	3,98	4,26	3,65	3,90
	$Q_{пi}$ , м <sup>3</sup> /ч	7270	7250	7300	7250	7250	7400	7050	7300	7250
	$\xi_{i1}$	8,55	9,15	8,73	8,73	9,10	8,78	10,4	8,3	8,95
$\Delta P_p$ , кгс/см <sup>2</sup>		1,55 ± 0,06								
$Q_p$ , м <sup>3</sup> /ч		43 500 (88%)								
5	$\Delta P_{пi}$ , кгс/см <sup>2</sup>	3,46	3,52	3,60	3,60	3,70	3,60	4,09	3,40	3,60
	$Q_{пi}$ , м <sup>3</sup> /ч	7500	7500	7450	7350	7400	7700	7200	7500	7450
	$\xi_{i1}$	7,45	7,63	7,82	8,05	8,18	7,30	9,33	7,33	7,90
$\Delta P_p$ , кгс/см <sup>2</sup>		1,15 ± 0,07								
$Q_p$ , м <sup>3</sup> /ч		37 200 (75%)								
4	$\Delta P_{пi}$ , кгс/см <sup>2</sup>	3,20	3,28	3,40	3,40	3,34	3,30	3,40	3,10	3,30
	$Q_{пi}$ , м <sup>3</sup> /ч	7700	7700	7600	7500	7650	7950	7650	7750	7675
	$\xi_{i1}$	6,55	6,72	7,10	7,33	6,90	6,30	7,10	6,25	6,78
$\Delta P_p$ , кгс/см <sup>2</sup>		0,83 ± 0,05								
$Q_p$ , м <sup>3</sup> /ч		30 700 (62%)								

С известными оговорками можно постулировать идентичность циркуляционных петель и характеризовать их усредненными по всем петлям эффективными сопротивлениями  $\xi_{п}$ . Тогда

$$\left. \begin{aligned} Q_p &= nQ_{пi} \\ \xi_{i1} &= \xi_{пi} + \xi_p^{np} n^2 \end{aligned} \right\} \quad (5.26)$$

где  $n$  — число находящихся в работе циркуляционных петель.

В табл. 5.3 приведены экспериментальные гидравлические характеристики первого контура ВВЭР-365 при различном числе работающих петель.

Расчет коэффициентов гидравлического сопротивления выполняют по уравнениям (5.26) для двух случаев работы реактора с различным числом петель ( $n_1$  и  $n_2$ ):

$$\left. \begin{aligned} \xi_p^{np} &= \frac{\xi_{i1}^{(1)} - \xi_{i1}^{(2)}}{n_1^2 - n_2^2}; \\ \xi_{пi} &= \xi_{i1}^{(1)} - \frac{\xi_{i1}^{(1)} - \xi_{i1}^{(2)}}{n_1^2 - n_2^2} n_1^2 = \xi_{i1}^{(2)} - \frac{\xi_{i1}^{(1)} - \xi_{i1}^{(2)}}{n_1^2 - n_2^2} n_2^2 \end{aligned} \right\} \quad (5.27)$$

где  $\xi_{i1}^{(1)}$  и  $\xi_{i1}^{(2)}$  — усредненные по всем петлям эффективные коэффициенты гидравлического сопротивления I контура, соответствующие числу работающих петель  $n_1$  и  $n_2$ .

В табл. 5.4 сведены результаты вычислений коэффициентов сопротивления петель и реактора при различных значениях  $n_1$  и  $n_2$  с привлечением фактических данных из табл. 5.2.

Таблица 5.4

Коэффициенты гидравлического сопротивления циркуляционных петель и ВВЭР-365

$n_1$	$n_2$	$\xi_p^{np}$	$\xi_{пi}$
7	6	0,0808	6,04
7	5	0,0875	5,71
7	4	0,0975	5,22
6	5	0,0955	5,51
6	4	0,1085	5,04
5	4	0,1243	4,79
Средние значения . . .		0,0990	5,39

Из табл. 5.4 можно получить средние значения коэффициентов гидравлического сопротивления для циркуляционной петли и ВВЭР-365 (состояние горячее, без мощности):  $\xi_{пi} = 5,39$ ;  $\xi_p^{np} = 0,099$ .

Гидравлическая характеристика I контура описывается зависимостью

$$\Delta P_I = (5,39 + 0,099n^2) \frac{Q_p^2 \gamma}{2gn^2 S_{TP}^2} \quad (5.28)$$

Перепад давления на реакторе вычисляют по формуле (см. также рис. 5.2)

$$\Delta P_p = 0,099 \frac{Q_p^2 \gamma}{2gS_{TP}^2} \quad (5.29)$$

В табл. 5.5 рассчитанные значения  $\Delta P_I$  и  $\Delta P_p$  сравниваются с измеренными. Сравнение показывает хорошее согласие результатов.

Таблица 5.5

Сравнение рассчитанных и измеренных потерь давления ( $\Delta P$ , кгс/см<sup>2</sup>) I контура и ВВЭР-365

n	Q <sub>p</sub> , м <sup>3</sup> /ч	ΔP <sub>I</sub>	$\overline{\Delta P}_{ГЦН}^{изм}$	ΔP <sub>p</sub>	$\overline{\Delta P}_p^{изм}$
7	49 500	4,20	4,13	2,00	2,00
6	43 500	3,87	3,90	1,54	1,55
5	37 200	3,56	3,60	1,13	1,15
4	30 700	3,36	3,30	0,76	0,83

На рис. 5.3 совмещены усредненные гидравлические характеристики насосов ГЦН и I контура ВВЭР-440 при различном числе работающих петель n. Точки пересечения характеристик насосов с характеристиками контура циркуляции являются рабочими точками насосов в различных эксплуатационных режимах.

В практике гидравлических расчетов необходимо располагать данными о расходе теплоносителя через реактор и отдельные кассеты. Проект не предусматривает установку расходомеров в I контуре, но расход теплоносителя через реактор можно определить, используя: 1) напорные характеристики насосов  $H = f(Q)$  и замеры перепада давления на ГЦН; 2) данные о замерах перепада давления на реакторе; 3) равенство количества тепла, передаваемого из I контура (контур охлаждения реактора), количеству тепла, получаемого II контуром (тепловой баланс между I и II контурами).

Сравнение перечисленных методов для ВВЭР-365 выполнено в табл. 5.6. Из приведенных данных следует, что расход воды через реактор, полученный разными способами, различается не более чем на 3%. Таким образом, можно пользоваться любым методом для определения расхода теплоносителя.

Таблица 5.6

Расход теплоносителя через ВВЭР-365

n	N <sub>эл</sub> <sup>изм</sup>		$\overline{\Delta T}_{изм}$ , °C	Q <sub>расч</sub> <sup>р</sup> (по балансу тепла)		Q <sub>p</sub> = ΣQ <sub>пi</sub> (по характеристикам ГЦН)		Q <sub>p</sub> = Q <sub>р</sub> $\sqrt{\frac{Q_p^{изм}}{\Delta P_p^{изм}} / \Delta P_p^{ном}}$ (по перепаду на реакторе)	
	Мвт	%		м <sup>3</sup> /ч	%	м <sup>3</sup> /ч	%	м <sup>3</sup> /ч	%
7	365	100	24,6	49 500	100	49 500	100	49 500	100
6	296	81,0	23,3	42 500	85,8	43 500	88,0	43 500	88,0
5	223	61,0	20,2	36 900	74,5	37 200	75,0	37 600	76,0
4	—	—	—	—	—	30 700	62,0	31 800	64,0

Знание гидравлических характеристик кассет, реактора, контура необходимо для проведения расчетного анализа процессов теплоотвода от активной зоны и определения допустимой мощности реак-

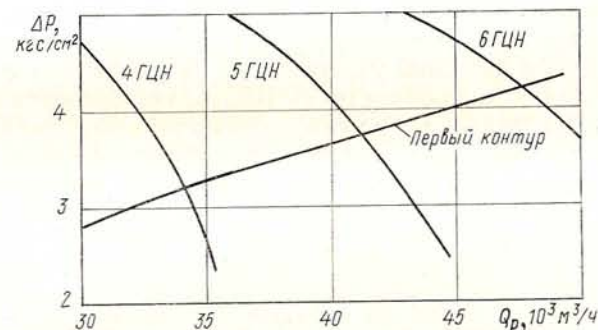


Рис. 5.3. Гидравлические характеристики ГЦН и ВВЭР-440 при различном числе работающих ГЦН ( $\Delta P$  — средний перепад давления на ГЦН и сумма потерь давления на элементах I контура, кгс/см<sup>2</sup>; Q<sub>p</sub> — расход теплоносителя через реактор, м<sup>3</sup>/ч)

тора, чтобы исключить условия кризиса теплообмена при снижении расхода теплоносителя. Схема решения такой задачи сводится к следующему. По известным динамическим (напорным) характеристикам насосов и гидравлическим характеристикам I контура рассчитывают изменение расхода теплоносителя через активную зону в процессе нарушения электроснабжения ГЦН. Из условия равенства перепада давления на параллельных каналах активной зоны определяют достигаемый в аварийном процессе расход воды через кассеты различной мощности в соответствии с их гидравлическими характеристиками. Далее, из соотношений, определяющих кризисные условия теплообмена (см. § 5.1), выводят количественную связь между мощностью кассеты и минимальным значением расхода теплоносителя, при котором наступает кризис теплообмена.

### § 5.3. Допустимый уровень мощности твэлов, кассет и реактора

Основными общепринятыми исходными предпосылками при определении допустимого уровня тепловой мощности реактора являются: а) недопустимость плавления топлива даже в отдельных, наиболее энергонапряженных твэлах; б) необходимость отсутствия кризиса теплообмена на поверхности твэлов наиболее энергонапряженных кассет в стационарном и любом переходном режиме работы реактора.

Условия отсутствия плавления топлива проанализированы в работе [3], где, в частности, показано, что для твэлов ВВЭР-440, в котором в качестве топлива использована слабообогатенная двуокись урана, предельная линейная нагрузка составляет  $\sim 500 \text{ вт/см}$ . Эта нагрузка при коэффициенте неравномерности распределения по высоте  $k_z = 1,57$  соответствует предельной мощности твэлов  $0,08 \text{ Мвт}$ .

**Допустимая мощность твэлов.** Предельная мощность твэлов по кризису теплообмена, характеризуемая возникновением кризисных явлений хотя бы на одном участке твэла при заданных физических и геометрических характеристиках твэлов, определяется расходом, температурой и давлением охлаждающего теплоносителя. Условие безопасной работы твэла может быть обеспечено, если тепловой поток в стационарном и аварийном режимах не превышает критического по всей высоте активной зоны. Это условие определяет допустимую мощность твэла по кризису теплообмена. Для расчета критических значений тепловых потоков используют эмпирическую формулу (5.9). В конечном счете допустимая мощность твэла  $N_{\text{твэл}}^{\text{доп}}$  устанавливается наименьшей из предельных мощностей по плавлению топлива и кризису теплообмена с определенным коэффициентом запаса  $k$  (до некоторой степени произвольного в связи с недостаточной изученностью процессов теплоотвода в действующих реакторах).

Возможные отклонения физических и геометрических характеристик тепловыделяющих элементов учитываются особым коэффициентом, называемым механическим  $k_{\text{мех}}$ . С учетом этих двух коэффициентов допустимая мощность твэлов равна

$$N_{\text{твэл}}^{\text{доп}} = N_{\text{твэл}}^{\text{пред}} / k_{\text{мех}} k, \quad (5.30)$$

где  $N_{\text{твэл}}^{\text{пред}}$  — наименьшая из предельных мощностей твэла по плавлению топлива и кризису теплообмена.

Коэффициент запаса  $k$  для ВВЭР-440 принят равным 1,1.

Главные ограничения на допустимую мощность твэлов в ВВЭР накладываются при анализе аварийных ситуаций, связанных со снижением расхода воды через активную зону (см. § 5.5). При анализе аварий этого рода рассчитывают закон изменения расхода теплоносителя в обогреваемом канале и мощности твэлов с использо-

ванием формул § 5.1, соответствующие возникновению кризиса теплообмена при исходном и сниженных значениях расхода. Затем проводят расчет фактического изменения энерговыделения в твэлах после срабатывания аварийной защиты реактора, вызванного снижением расхода теплоносителя.

Сравнивая кривые изменения расхода теплоносителя и фактического энерговыделения в твэле (см. рис. 5.7 и 5.8), определяют исходный уровень мощности твэлов в стационарном режиме, который позволяет не допустить кризиса теплообмена в течение всего переходного процесса.

Фактическую мощность твэлов и ее изменение в течение кампании определяют расчетом, например, по программам БИПР-4 [45] и «Шестигранник» [46]. В связи с отсутствием системы измерения этой мощности при эксплуатации реактора допустимая расчетная мощность твэлов уменьшается на точность расчетов, т. е.

$$N_{\text{твэл}}^{\text{доп.расч}} = N_{\text{твэл}}^{\text{доп}} / k_z (\text{твэл}), \quad (5.31)$$

где  $k_z (\text{твэл})$  — коэффициент запаса на возможное отклонение фактического значения относительной мощности твэла в реакторе от расчетного. Он определяется точностью принятых расчетных методик и программ, в частности, для программ БИПР-4 и «Шестигранник»  $k_z (\text{твэл}) = 1,14$ .

В ВВЭР условие отсутствия плавления топлива выполняется в подавляющем большинстве эксплуатационных режимов, так что предельная мощность тепловыделяющих элементов определяется практически только опасностью кризисных явлений теплоотвода.

**Допустимая мощность топливных кассет.** Зная допустимую мощность твэлов, можно определить допустимую мощность топливных сборок (кассет). Она определяется условием отсутствия кризиса теплообмена даже на наиболее энергонапряженном тепловыделяющем элементе.

Для удобства оценки критических мощностей кассет вводят понятие критической мощности  $N_{\text{к}}^{\text{кр}}$  кассеты со средними физическими и геометрическими характеристиками и равнонапряженными твэлами. Критическую мощность рассчитывают по полуэмпирическим формулам, получаемым обработкой экспериментальных данных в пучках тепловыделяющих стержней (см., например, работу [47]). В частности, критическая мощность кассеты ВВЭР-440 при постоянном тепловыделении по высоте определяется по формуле

$$N_{\text{к}}^{\text{кр}} = 6,9 (1 - 0,323xQ_{\text{к}}^{0,4})^{1,3} Q_{\text{к}}^{0,2} \text{ Мвт}, \quad (5.32)$$

где  $x$  — массовое паросодержание на выходе из кассеты;  $Q_{\text{к}}$  — расход воды через кассету,  $\text{м}^3/\text{ч}$ . Расход воды через кассету можно определить, зная ее гидравлические характеристики (см. § 5.2).

Предельно допустимую мощность кассеты при условии отсутствия кипения воды ( $x_{\text{вых}} = 0$ ) для кассеты ВВЭР-440 находят по формуле

$$N_{\text{к}}^{\text{доп}} = 0,0895 Q_{\text{к}} \text{ Мвт.} \quad (5.33)$$

В реальных кассетах мощность между твэлами распределяется неравномерно. Эта неравномерность характеризуется коэффициентом  $k_{\text{к}}$ , равным отношению максимальной мощности твэла кассеты к средней. Этот коэффициент зависит от обогащения топлива, положения кассеты в активной зоне, положения органов регулирования, концентрации жидкого поглотителя нейтронов (борной кислоты) в теплоносителе. Значение  $k_{\text{к}}$  определяется расчетным путем (см. § 7.3).

С учетом ранее определенного механического коэффициента  $k_{\text{мех}}$  и коэффициента запаса  $k$  выражение для допустимой мощности кассеты примет вид

$$N_{\text{к}}^{\text{доп}} = N_{\text{к}}^{\text{кр}} / k_{\text{к}} k_{\text{мех}} k. \quad (5.34)$$

Иногда при определении допустимой мощности кассет учитывают, что из-за турбулизации потока теплоносителя наиболее напряженные твэлы кассеты находятся в лучших условиях охлаждения. Эффект турбулизации учитывают коэффициентом  $k_{\text{т}}$ , который зависит от  $k_{\text{к}}$ . Так, для кассет ВВЭР-440  $k_{\text{т}} \approx 0,95$  при  $k_{\text{к}} = 1,15$ .

Допустимая расчетная мощность кассет  $N_{\text{к}}^{\text{доп. расч}}$ , так же, как и допустимая расчетная мощность твэлов  $N_{\text{твэл}}^{\text{доп. расч}}$ , уменьшается на точность расчетов, т. е.

$$N_{\text{к}}^{\text{доп. расч}} = N_{\text{к}}^{\text{доп}} / k_{\text{з(кас)}}, \quad (5.35)$$

где  $k_{\text{з(кас)}}$  — коэффициент запаса на отклонение фактической мощности кассет от расчетной. Для программы БИПР-4 он принимается равным 1,1. При этом вводят коэффициент  $k_{\text{твэл}} = k_{\text{з(кас)}} k_{\text{з(твэл)}}$  — суммарный коэффициент, учитывающий отклонение фактического значения относительной мощности твэла в кассете от расчетного.

В процессе эксплуатации тепловую мощность топливных кассет контролируют измерением температуры теплоносителя на выходе из отдельных кассет и средней температуры на входе в активную зону. При этом допустимую измеренную мощность кассет следует корректировать с учетом погрешности измерений.

При практических расчетах найденные по формулам (5.32) и (5.35) зависимости  $N_{\text{к}}^{\text{кр}} = f_1(Q_{\text{к}})$  и  $N_{\text{к}}^{\text{доп. расч}} = f_2(Q_{\text{к}})$  наносят на график семейства гидравлических характеристик кассет  $N_{\text{к}} = f_0(Q_{\text{к}})$  (для различных значений перепада давлений на активной зоне  $\Delta P_{\text{а.з}}$ ). Точки пересечения кривых позволяют определить критические и предельно допустимые условия работы максимально напряженных кассет.

**Допустимая мощность реактора.** Допустимая мощность реактора определяется отсутствием кризисных явлений даже на наиболее напряженном твэле наиболее напряженной кассеты активной зоны в стационарном режиме и в режимах снижения расхода воды I контура с одновременным срабатыванием аварийной защиты. Очевидно, что допустимая мощность реактора может быть увеличена при уменьшении неравномерности энерговыделения. Неравномерность энерговыделения в какой-либо кассете активной зоны характеризуется расчетным коэффициентом  $k_{q,i}$ , где  $i$  — номер кассеты в активной зоне. Максимальное значение коэффициента  $k_{q,i} = k_{q,i}^{\text{макс}}$  характеризует энерговыделение в наиболее напряженной кассете.

Коэффициент неравномерности энерговыделения наиболее энергонапряженных тепловыделяющих элементов  $k_{\text{макс}}$  можно представить в виде

$$k_{\text{макс}} = (k_{q,i} k_{\text{к}})^{\text{макс}} k_{\text{мех}}. \quad (5.36)$$

Поскольку коэффициент  $k_{\text{к}}$  при работе реактора не контролируется, то такое представление  $k_{\text{макс}}$  не совсем удобно. Поэтому обычно принимают

$$k_{\text{макс}} = k_{q,i}^{\text{макс}} k_{\text{к}}^{\text{р}} k_{\text{мех}}, \quad (5.37)$$

где  $k_{\text{к}}^{\text{р}}$  — расчетное значение  $k_{\text{к}}$  для кассеты с максимальным произведением  $(k_{q,i} k_{\text{к}})^{\text{макс}}$ .

Таким образом, критическая и предельно допустимая мощности реактора определяются как

$$N_{\text{р}}^{\text{кр}} = N_{\text{к}}^{\text{кр}} n_{\text{к}} / k_{\text{макс}}, \quad (5.38)$$

$$N_{\text{р}}^{\text{доп}} = N_{\text{к}}^{\text{доп}} n_{\text{к}} / k_{\text{макс}}, \quad (5.39)$$

где  $n_{\text{к}}$  — число топливных кассет в активной зоне реактора.

Допустимая мощность реактора должна быть уменьшена на коэффициент запаса  $k$ .

Кроме того, с целью обеспечения безопасности работы реактора помимо  $k_{\text{твэл}}$  вводят еще следующие дополнительные коэффициенты запаса:  $k_{\text{з(N)}}$  — для учета отклонения реальной мощности реактора от расчетной;  $k_{\text{з(ТГ)}}$  — для учета отклонения мощности реактора от заданного уровня вследствие колебаний нагрузки турбогенераторов;  $k_{\text{з(вх)}}$  — для учета степени перемешивания воды на входе в активную зону и связанную с этим макронеоднородность поля температур на входе в активную зону реактора.

Для ВВЭР-440 перечисленные коэффициенты принимаются равными:  $k_{\text{з(N)}} = 1,04$ ;  $k_{\text{з(ТГ)}} = 1,03$ ;  $k_{\text{з(вх)}} = 1,01 \div 1,03$  (большее значение берется при тепловой мощности реактора менее 50% номинальной).

С учетом всех поправочных коэффициентов допустимая расчетная мощность реактора

$$N_{\text{р}}^{\text{доп. расч}} = N_{\text{к}}^{\text{кр}} n_{\text{к}} / k_{\text{макс}} k_{\text{зап}}, \quad (5.40)$$

где  $k_{зап} = k_{ТВЭЛ} k_{з(N)} k_{з(ТГ)} k_{з(ВХ)} k$  — суммарный коэффициент запаса. Для ВВЭР-440  $k_{зап} = 1,36$ . Общий же поправочный коэффициент при определении допустимой мощности реактора с учетом механического коэффициента  $k_{мех} = 1,1$  равен 1,5.

Следует отметить, что допустимая мощность реактора зависит также от температуры (энтальпии) теплоносителя на входе в активную зону. При расчете критического теплового потока по формуле (5.9) тому же критическому потоку (тому же выходному паросодержанию) при снижении входной температуры (энтальпии) соответствует пропорционально большая мощность канала. Изменение допустимой мощности реактора при изменении входной температуры (энтальпии) определяется соотношением  $\Delta N_p^{доп} = \varphi G \Delta i / 860 k_{макс} \times k_{зап} \text{ кВт}$ , где  $G$  — расход теплоносителя через активную зону реактора,  $\text{кг/ч}$ ;  $\Delta i$  — изменение энтальпии теплоносителя на входе в активную зону,  $\text{ккал/кг}$ ;  $\varphi$  — коэффициент, учитывающий изменение расхода теплоносителя в переходных режимах. Коэффициент  $\varphi$  выбирается как отношение расхода теплоносителя при переходных режимах, соответствующего моменту максимального отношения мощности реактора к расходу, к исходному расходу теплоносителя. Для ВВЭР-440 при штатной схеме запитки ГЦН наихудший переходный (аварийный) режим — потеря производительности двух ГЦН без изменения мощности (см. § 5.7). В этом случае  $\varphi \approx 0,7$ .

Увеличение допустимой мощности реактора при снижении входной температуры (энтальпии) теплоносителя ограничивается критическим тепловым потоком при равном нулю паросодержании на выходе из наиболее теплонапряженного канала. Этот поток не должен быть превышен ни на одном участке обогреваемого канала (что помимо мощности канала определяется распределением энерговыделения по длине канала). Кроме того, снижение входной энтальпии ограничено нежелательным снижением параметров второго (паротурбинного) контура, возможностями теплообменных аппаратов (парогенераторов) и ростом термических напряжений в корпусе реактора.

Значения перечисленных коэффициентов запаса приняты и введены во многом произвольно из-за недостаточно точных измерений или расчетов параметров активной зоны. Уточнение их — потенциальный резерв увеличения мощности ВВЭР, который может быть реализован после проведения необходимого комплекса исследовательских работ и осуществления ряда технических мероприятий.

#### § 5.4. Определение тепловой мощности реактора

Одним из главных критериев для определения нормальных условий теплоотвода является тепловая мощность реактора, которую необходимо измерять с достаточной точностью. Как правило, довольно точное значение тепловой мощности реактора можно определить в результате анализа баланса тепла между I и II контурами.

Уравнения теплового баланса, необходимые для определения мощности, записываются в следующем виде:

а) для I контура:

$$\begin{aligned} mc_p \frac{dt_1}{d\tau} + Mc_p \frac{dt_p}{d\tau} + \sum_1^M (mc_m^{нет} + mc_m^{пр}) \frac{dt_m^{нет}}{d\tau} = \\ = N_p - \sum_1^M K_m F_m \Delta t_{ln, m} + \sum_1^M N_{п, m} - N_I^{пн} - N_{пк} - \\ - K_p F_p (t_1 - \Theta_p) - \sum_1^M K_m^{нет} F_m^{нет} (t_m^{нет} - \Theta_{пг}); \end{aligned} \quad (5.41)$$

б) для реактора:

$$\begin{aligned} mc_p \frac{dt_1}{d\tau} + Mc_p \frac{dt_p}{d\tau} = N_p - \sum_1^M Q_m \Delta i_m - N_{пк}^{СУЗ} - \\ - K_p F_p (t_1 - \Theta_p); \end{aligned} \quad (5.42)$$

в) для парогенератора по I контуру:

$$mc_m^{пр} \frac{dt_m^{нет}}{d\tau} = -Q_m \Delta i_m^{пр} - K_m F_m \Delta t_{ln, m}; \quad (5.43)$$

г) для парогенератора по II контуру:

$$\begin{aligned} mc_m^{II} \frac{dt_m^{II}}{d\tau} + Mc_m^{пр} \frac{dt_m^{пр}}{d\tau} = K_m F_m \Delta t_{ln, m} - N_{II, I}^{пар} - \\ - K_m^{II} F_m^{II} (t_m^{II} - \Theta_{пг}). \end{aligned} \quad (5.44)$$

Здесь введены следующие обозначения:  $N_p$  — мощность реактора,  $\text{ккал/ч}$ ;  $t_1, t_m^{нет}, t_m^{II}$  — средние температуры рабочей среды в реакторе, петле и парогенераторе соответственно,  $^{\circ}\text{C}$ ;  $t_p, t_m^{пр}$  — средняя температура корпуса реактора и корпусов парогенераторов соответственно,  $^{\circ}\text{C}$ ;  $N_{п, m} = 23,4 Q_m \Delta P_{п, m}$  — мощность насосов, затрачиваемая на нагрев воды I контура и определяемая по напорам на насосах  $\Delta P_{п, m}$  ( $\text{кгс/см}^2$ ) и расходам в петлях  $Q_m$  ( $\text{м}^3/\text{ч}$ ),  $\text{ккал/ч}$ ;  $N_I^{пн} = Q_I^{пн} (i_1 - i_1^{пн})$  — тепло, затрачиваемое на подогрев подпиточной воды,  $\text{ккал/ч}$ ;  $Q_I^{пн}$  — расход подпитки,  $\text{кг/ч}$ ;  $i_1^{пн}$  — теплоемкость подпиточной воды,  $\text{ккал/кг}$ ;  $i_1$  — среднее теплосодержание воды I контура,  $\text{ккал/кг}$ ;  $N_{пк} = Q_{пк} \Delta i_{пк}$  — мощность, отводимая водой промконтура,  $\text{ккал/ч}$ ;  $Q_{пк}$  — суммарный расход промконтура, за исключением расхода на охлаждение насосов ГЦН,  $\text{кг/ч}$ ;  $\Delta i_{пк} > 0$  — расхолаживание в теплообменнике промконтура,  $\text{ккал/кг}$ ;  $N_{пк}^{СУЗ} = Q_{пк}^{СУЗ} \Delta i_{пк}^{СУЗ}$  — тепло, отводимое водой промконтура от органов СУЗ,  $\text{ккал/кг}$ ;  $\Delta i_{пк}^{СУЗ}$  — подогрев воды промконтура в системе СУЗ,  $\text{ккал/кг}$ ;  $N_{II, I}^{пар} = Q_I^{пар} (i_1^{II} - i_1^I) + Q_I^{пр} (i_1^I -$

—  $i_i^{\text{пит}}$ ) — тепло, уносимое из парогенератора паром и продувочной водой,  $\text{ккал/ч}$ ;  $Q_i^{\text{пар}}$  — расход пара,  $\text{кг/ч}$ ;  $Q_i^{\text{пит}}$  — расход питательной воды,  $\text{кг/ч}$ ;  $i_i^{\text{II}}$ ,  $i_i^{\text{I}}$  — теплосодержание пара и воды на линии насыщения,  $\text{ккал/кг}$ ;  $i_i^{\text{пит}}$  — теплосодержание питательной воды,  $\text{ккал/кг}$ ;

$$\Delta t_{ln, m} = \Delta t_m^{\text{пр}} / \ln \left( 1 + \frac{\Delta t_m^{\text{пр}}}{t_m^{\text{гор}} - t_m^{\text{II}}} \right)$$

— среднелогарифмический температурный напор в парогенераторе,  $^{\circ}\text{C}$ ;  $t_m^{\text{гор}}$  — температура в горячей нитке петли,  $^{\circ}\text{C}$ ;  $\Delta t_m^{\text{пр}} < 0$  — расхолаживание воды I контура в парогенераторе,  $^{\circ}\text{C}$ ;  $\Delta i_m$  — подогрев в петле,  $\text{ккал/кг}$ ;  $\Delta i_m^{\text{пр}} < 0$  — расхолаживание воды I контура в парогенераторе,  $\text{ккал/кг}$ ;  $K_p$ ,  $K_m^{\text{II}}$ ,  $K_m^{\text{пер}}$  — коэффициенты теплопередачи в окружающую среду от реактора, парогенератора и циркуляционной петли соответственно,  $\text{ккал}/(\text{м}^2 \cdot \text{ч} \cdot ^{\circ}\text{C})$ ;  $K_m$ ,  $F_m$  — коэффициент теплопередачи,  $\text{ккал}/(\text{м}^2 \cdot \text{ч} \cdot ^{\circ}\text{C})$ , и площадь поверхности теплообмена,  $\text{м}^2$ , между контурами в парогенераторе;  $m \cdot c_p$ ,  $m \cdot c_m^{\text{пр}}$ ,  $m \cdot c_m^{\text{II}}$ ,  $m \cdot c_m^{\text{пер}}$  — суммарные теплоемкости воды и металла соответственно для реактора (вода I контура, топливные кассеты внутрикорпусные устройства), парогенератора (вода I контура, трубчатка ПГ), II контура (питательная вода, внутрикорпусные устройства ПГ) и петли (вода I контура, корпуса главных запорных задвижек (ГЗЗ) и труб),  $\text{ккал}/^{\circ}\text{C}$ ;  $M \cdot c_p$ ,  $M \cdot c_m^{\text{пр}}$  — суммарные теплоемкости корпуса реактора и корпуса парогенератора соответственно,  $\text{ккал}/^{\circ}\text{C}$ ;  $\Theta_{\text{пр}}$ ,  $\Theta_p$  — температуры среды в боксах парогенераторов и в шахте реактора соответственно,  $^{\circ}\text{C}$ ;  $\tau$  — время,  $\text{ч}$ ;  $M$  — число циркуляционных петель, находящихся в работе.

Определение тепловой мощности реактора по уравнению (5.42) предполагает измерение (или предварительный расчет) энтальпии воды непосредственно на входе и выходе из реактора, поскольку в общем случае  $\Delta i_m \neq \Delta i_m^{\text{пр}}$ . Значение  $\Delta i_m^{\text{пр}}$  на ВВЭР-440 определяется непосредственно в измерениях.

В условиях стационарного теплообмена уравнения (5.41) — (5.44) упрощаются и принимают вид:

$$N_p = \sum_1^M K_m F_m \Delta t_{ln, m} - \sum_1^M N_{н, m} + N_1^{\text{пр}} + N_{\text{ПК}} + K_p F_p (t_1 - \Theta_p) + \sum_1^M K_m^{\text{пер}} F_m^{\text{пер}} (t_m^{\text{пер}} - \Theta_{\text{пр}}); \quad (5.45)$$

$$N_p = \sum_1^M Q_m \Delta i_m + N_{\text{ПК}}^{\text{СВЗ}} + K_p F_p (t_1 - \Theta_p); \quad (5.46)$$

$$K_m F_m \Delta t_{ln, m} = N_{\text{II}, i}^{\text{пар}} + K_m^{\text{II}} F_m^{\text{II}} (t_m^{\text{II}} - \Theta_{\text{пр}}); \quad (5.47)$$

$$K_m F_m \Delta t_{ln, m} = Q_m \Delta i_m^{\text{пр}}. \quad (5.48)$$

Потери тепла из I контура в окружающую среду определяются главным образом средней температурой теплоносителя I контура. При работе реактора в стационарном режиме на номинальной мощности для учета тепловых потерь вводится постоянная поправка, учитывающая также тепло, вносимое в контур работающими насосами. Тепловую мощность рассчитывают в этом случае по упрощенным формулам:

$$N_p = \sum_1^M Q_m \Delta i_m + N_1^{\text{пр}}; \quad (5.49)$$

$$N_p = \sum_1^M [Q_i^{\text{пар}} (i_i^{\text{II}} - i_i^{\text{I}}) + Q_i^{\text{пит}} (i_i^{\text{I}} - i_i^{\text{пит}})]. \quad (5.50)$$

С учетом продувки парогенераторов с расходом  $Q_i^{\text{прод}}$  выражение для мощности реактора записывается в виде

$$N_p = \sum_1^M [Q_i^{\text{пит}} (i_i^{\text{II}} - i_i^{\text{пит}}) - Q_i^{\text{прод}} (i_i^{\text{II}} - i_i^{\text{I}})]. \quad (5.51)$$

С другой стороны, мощность можно определить по тепловым параметрам парогенераторов:

$$N_p = \sum_1^M K_m F_m \Delta t_{ln, m}. \quad (5.52)$$

Коэффициент теплопередачи  $K_m$  определяют экспериментально по тепловому балансу парогенераторов из уравнений (5.47) и (5.48) или расчетом по тепловым и геометрическим параметрам парогенератора в виде

$$K_m = \left( \frac{1}{\alpha_{1, m}} \frac{d_{\text{II}}}{d_{\text{вн}}} + \frac{d_{\text{II}}}{2\lambda_{\text{ст}}} \ln \frac{d_{\text{II}}}{d_{\text{вн}}} + \frac{1}{\alpha_{2, m}} \right)^{-1}, \quad (5.53)$$

где  $\alpha_{1, m} = 0,021 \frac{\lambda_m}{\lambda_{\text{вн}}} \text{Re}_m^{0,8} \text{Pr}_m^{0,43}$  — коэффициент теплоотдачи от теплоносителя к стенке трубок парогенератора,  $\text{ккал}/(\text{м}^2 \cdot \text{ч} \cdot ^{\circ}\text{C})$ .

Критерий Рейнольдса для петли  $m$  может быть определен в виде  $\text{Re}_m = Q_m v_m d_{\text{вн}} / 3600 f v_m$ .  $\lambda_m$ ,  $v_m$ ,  $\nu_m$  — соответственно коэффициент теплопроводности ( $\text{ккал}/(\text{м} \cdot \text{ч} \cdot ^{\circ}\text{C})$ ), удельный объем ( $\text{м}^3/\text{кг}$ ) и кинематическая вязкость ( $\text{м}^2/\text{сек}$ ) теплоносителя при средней температуре;  $f = 0,785 d_{\text{вн}}^2 n_T$  — сечение трубок парогенератора по теплоносителю,  $\text{м}^2$ ;  $d_{\text{вн}}$ ,  $d_{\text{II}}$  — внутренний и наружный диаметры трубок парогенератора,  $\text{м}$ ;  $n_T$  — число параллельно включенных тру-

бок одного парогенератора;  $\lambda_{ст}$  — коэффициент теплопроводности стенок трубок парогенератора,  $ккал/(м \cdot ч \cdot ^\circ C)$ ;  $\alpha_{2, м} = 10 q_m^{0,7} / [3,3 - 0,0113 (t_m^{II} - 100)]$  — коэффициент теплоотдачи от стенок трубок парогенератора к воде II контура,  $ккал/(м^2 \cdot ч \cdot ^\circ C)$ ;  $q_m = Q_m \Delta t_m^{пр} / F_m$  — удельный тепловой поток в парогенераторе,  $ккал/(м^2 \cdot ч)$ . Значения геометрических параметров парогенераторов принимают обычно в соответствии с техническим проектом.

Точность определения тепловой мощности реактора зависит от точности определения расходов теплоносителя по петлям и температуры на входе и выходе из петель. Расход теплоносителя по петлям в процессе эксплуатации не измеряют, а определяют из гидравлических характеристик ГЦН по перепадам давления на них, измеряемым штатными приборами. Указанные характеристики получают в период обкатки насосов на специальных стендах. Если температура в холодной нитке петель  $t_{раб}$  отличается от температуры  $t_{хар}$ , для которой построена гидравлическая характеристика, то перепад давления корректируется:

$$\Delta P_{хар, м} = \frac{\gamma_{хар, м}}{\gamma_{раб, м}} \Delta P_{раб, м}, \quad (5.54)$$

или

$$\Delta P_{хар, м} = \frac{\gamma_{раб, м}}{\gamma_{хар, м}} \Delta P_{раб, м}, \quad (5.55)$$

если гидравлическая характеристика построена в зависимости от объемного или массового расхода соответственно. Здесь  $\Delta P_{раб, м}$ ,  $\Delta P_{хар, м}$  — перепад давления, измеряемый штатными приборами и используемый при определении расходов по гидравлическим характеристикам соответственно;  $\gamma_{раб, м}$ ,  $\gamma_{хар, м}$  — плотность теплоносителя при рабочей температуре в холодной нитке петли и при температуре, к которой относится характеристика насоса. Для оперативного определения расхода теплоносителя можно использовать гидравлическую характеристику любого участка I контура, перепад давления на котором измеряется штатными приборами. Можно, например, использовать гидравлическую характеристику реактора, которая определяется с учетом гидравлических характеристик насосов.

Расход теплоносителя по петлям может быть определен также расчетом по тепловому балансу парогенераторов с использованием уравнений (5.47) и (5.48).

Для повышения точности измерений тепловой мощности реактора в процессе эксплуатации осуществляют периодическую проверку и градуировку датчиков и приборов, по которым составляют тепловые балансы и определяют мощность. В частности, для повышения точности замеров температуры входа и выхода из реактора периодически без мощности производят сравнение показаний штатных датчиков с образцовыми.

## § 5.5. Отвод тепла от реактора в нормальных и переходных режимах

Обеспечение надежного отвода тепла, генерируемого в активной зоне реактора, во всех эксплуатационных режимах — необходимое условие нормальной эксплуатации АЭС. Надежный теплоотвод непосредственно связан с безопасностью эксплуатации реакторной установки (см. гл. 11). Отвод тепла из реактора осуществляется теплоносителем (водой), прокачиваемым через активную зону, который по главным циркуляционным трубопроводам поступает в парогенераторы (ПГ), где отдает тепло воде II контура и направляется обратно в реактор. Циркуляция воды в системе обеспечивается ГЦН. Конструкции корпуса реактора, внутрикорпусных устройств, парогенераторов, ГЦН и другого основного оборудования I контура для отечественных ВВЭР приведены, например, в работе [3].

Пар, генерируемый в парогенераторах, по главным паропроводам поступает на турбины, где, пройдя цилиндры высокого (ЦВД) и низкого (ЦНД) давлений с промежуточной сепарацией и перегревом, отдает часть своей энергии на вращение турбины, после чего поступает в конденсатор. Конденсатор, охлаждаемый водой циркуляционного контура, обеспечивает сбор и конденсацию отработавшего пара. Конденсат, пройдя систему регенеративных теплообменников (подогревателей), подается на подпитку парогенераторов (рис. 5.4).

Особенность отвода тепла из реактора заключается в необходимости поддержания соответствия между генерируемой в ядерном топливе и отводимой тепловой энергией как в нормальном режиме, так и в аварийных ситуациях, связанных со снижением расхода теплоносителя. Особое место занимает проблема отвода тепла из реактора при авариях оборудования I контура с большой утечкой охлаждающего теплоносителя (см. § 10.1). В аварийных ситуациях, связанных с уменьшением расхода теплоносителя, необходимо быстрое изменение мощности реактора, которое должно осуществляться автоматически.

В системах регулирования реактора широкое применение находят логические устройства, ограничивающие мощность реактора, период разгона и т. п. Аналоговый регулятор мощности (АРМ) (рис. 5.5) позволяет поддерживать давление во II контуре с погрешностью 0,1—0,2  $кгс/см^2$  за счет изменения мощности реактора. АРМ, автоматически ограничивая допустимую мощность реактора в зависимости от числа работающих турбин и ГЦН, является одним из элементов защиты реактора от нежелательных режимов. В случае недопустимых отклонений теплофизических параметров от нормальных, а также при нарушениях в системах контроля и регулирования мощности реактора срабатывает аварийная защита (см. § 6.1).

Задача защиты реактора от недопустимых тепловых режимов не ограничивается обеспечением необходимого расхода охлаждающего теплоносителя через активную зону реактора. Не менее



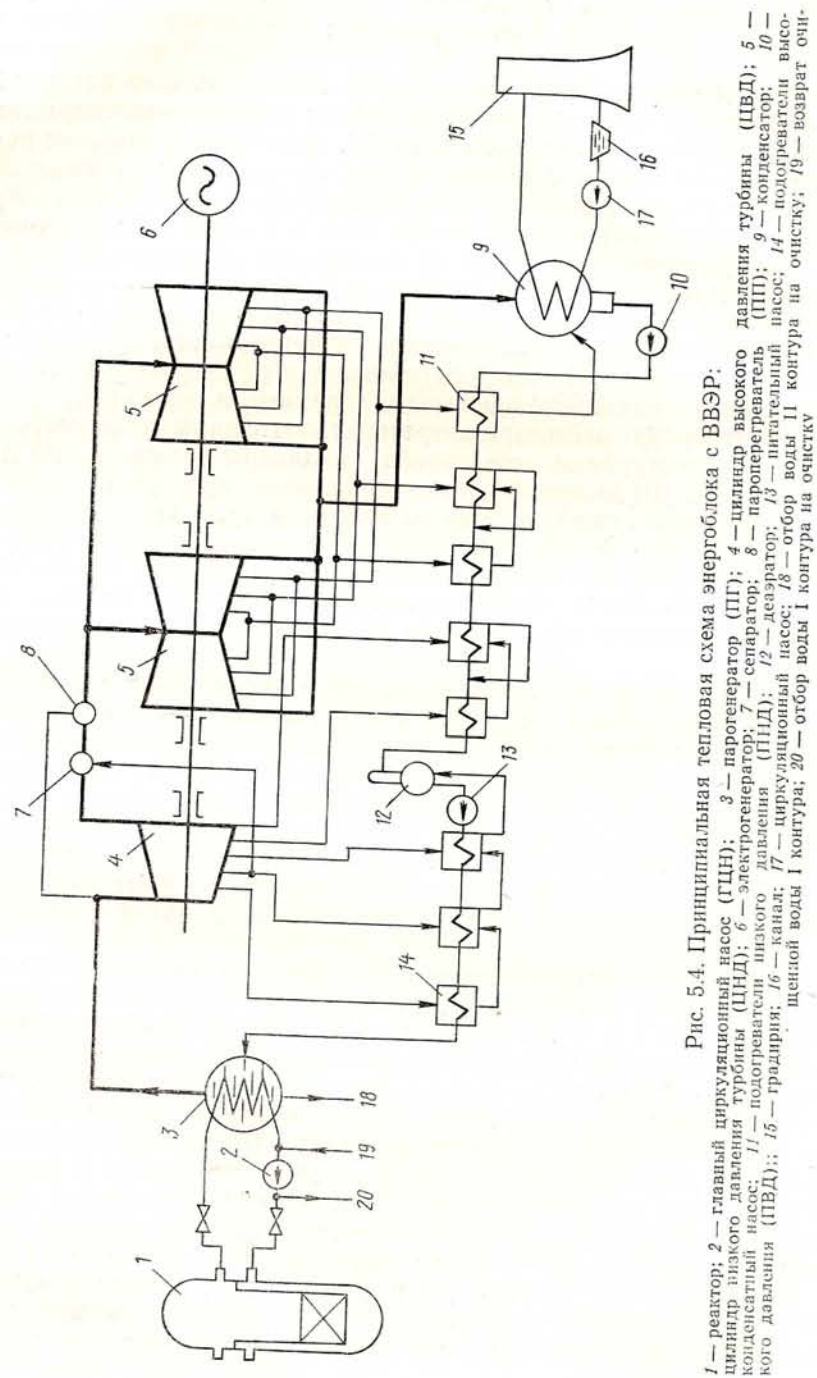


Рис. 5.4. Принципиальная тепловая схема энергоблока с ВВЭР:

1 — реактор; 2 — главный циркуляционный насос (ГЦН); 3 — парогенератор (ПГ); 4 — цилиндр высокого давления турбины (ЦВД); 5 — парогенератор (ПГ); 6 — цилиндр высокого давления турбины (ЦВД); 7 — парогенератор (ПГ); 8 — пароперегреватель (ПП); 9 — конденсатор (К); 10 — конденсатный насос (КН); 11 — подогретитель низкого давления (ПНД); 12 — конденсатор (К); 13 — циркуляционный насос (ЦН); 14 — подогретитель высокого давления (ПВД); 15 — градирня; 16 — канал; 17 — питательный насос; 18 — отбор воды II контура на очистку; 19 — возврат очищенной воды I контура; 20 — отбор воды I контура на очистку

важно обеспечить надежный отвод тепла от парогенераторов, при нарушении которого возможен рост давления и температуры в I контуре. Для защиты I контура от недопустимого роста давления и для обеспечения аварийного отвода тепла служит система предохранительных клапанов I контура, обеспечивающая сброс пара из компенсатора объема в барботажный бак. При росте давления в I контуре ВВЭР-440 до  $145 \text{ кгс/см}^2$  происходит открытие первого, а при  $149 \text{ кгс/см}^2$  — второго и третьего предохранительных клапанов компенсатора объема. При снижении давления в I контуре до  $128 \text{ кгс/см}^2$  клапаны закрываются.

Снижение давления пара во II контуре в случае закрытия стопорных клапанов турбин осуществляется системой байпасирования пара в конденсаторы, системой предохранительных клапанов па-

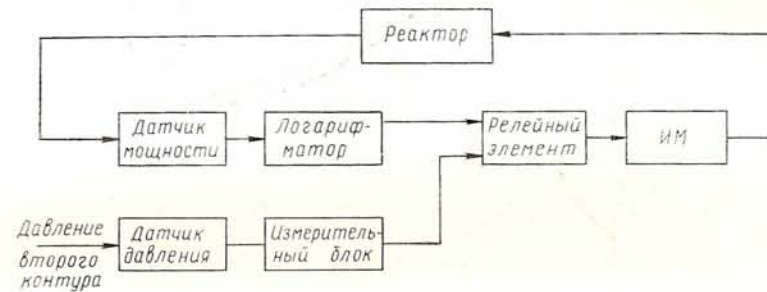


Рис. 5.5. Структурная схема двухимпульсной системы регулирования мощности типа АРМ (ИМ — исполнительный механизм, осуществляющий перемещение регулирующих стержней)

рового коллектора и системой предохранительных клапанов парогенераторов. При повышении давления в паровом коллекторе до  $52 \text{ кгс/см}^2$  открываются клапаны быстродействующей редукционной установки (БРУ) сброса пара в конденсаторы турбин с суммарной пропускной способностью 60% номинальной паропроизводительности. При повышении давления в паровом коллекторе до  $54 \text{ кгс/см}^2$  открываются клапаны БРУ сброса пара в атмосферу. Сброс пара в атмосферу из парового коллектора прекращается при снижении давления пара до  $45 \text{ кгс/см}^2$ . Парогенераторы имеют предохранительные клапаны, открывающиеся при росте давления до  $\sim 60 \text{ кгс/см}^2$  и закрывающиеся при снижении давления до  $\sim 50 \text{ кгс/см}^2$ . При несрабатывании клапанов сброса пара в конденсаторы турбин и из парового коллектора в атмосферу срабатывают предохранительные клапаны парогенераторов и компенсатора объема.

Одним из вариантов переходного режима со сбросом пара в конденсаторы турбин через БРУ является режим со сбросом нагрузки двух турбогенераторов (ТГ) до уровня собственных нужд ( $\sim 8\%$  номинальной мощности) (рис. 5.6). Для ВВЭР-440 в расчетах предполагалось, что сброс электрической нагрузки происходит мгновенно.

Снижение мощности реактора выполняется с помощью регулятора (АРМ) опусканием рабочей группы кассет СУЗ со скоростью 2 см/сек. Уменьшение нейтронной мощности до 25%-ного уровня происходит за 100 сек, тепловой — за 110 сек. На рис. 5.6 представлены режимы как без срабатывания сбросных и предохранительных клапанов, так и со срабатыванием устройств по сбросу пара в конденсаторы турбин.

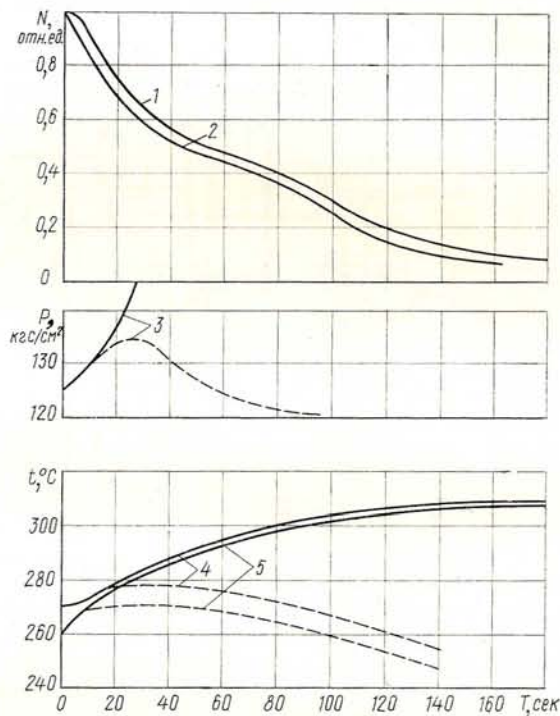


Рис. 5.6. Изменение характеристик ВВЭР-440 при сбросе нагрузки с номинального уровня до уровня собственных нужд (— — без учета работы БРУ; - - - с учетом работы БРУ):  
1 — тепловая мощность; 2 — нейтронная мощность; 3 — давление в I контуре; 4 — температура воды на входе в реактор; 5 — температура насыщения воды в парогенераторе

Приведенные данные показывают, что сброс нагрузки до собственных нужд при действии системы перепуска пара в конденсаторы турбин не представляет опасности для I контура (предохранительные клапаны компенсатора объема и парогенераторов не срабатывают). Имеется более чем двукратный запас до кризиса теплообмена в самый неблагоприятный момент — момент сброса нагрузки.

Другим вариантом переходного режима является полное обесточивание АЭС, при котором закрываются стопорные клапаны турбин и срабатывает аварийная защита реактора. Эта авария похожа на описанную выше, но более серьезна, так как при этом происхо-

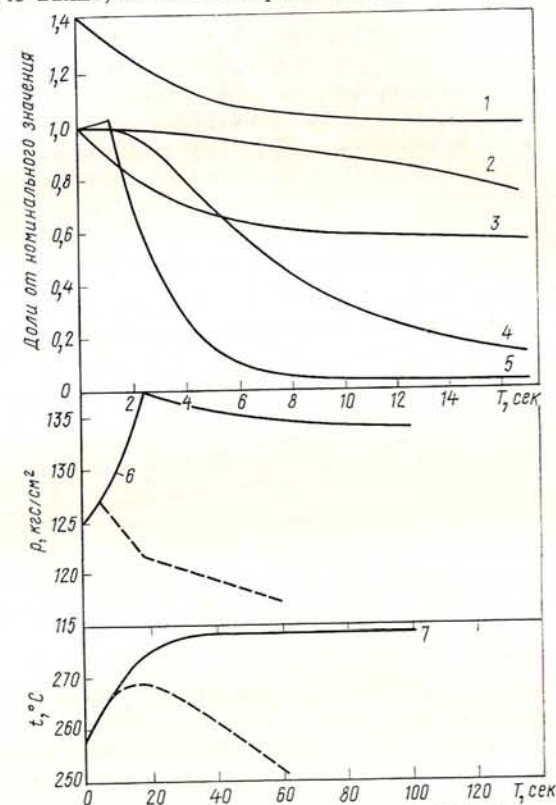


Рис. 5.7. Изменение характеристик ВВЭР-440 при полном обесточивании блока АЭС (— — без учета работы БРУ; - - - с учетом работы БРУ):

1 — критическая мощность; 2 — тепловая мощность при воздействии АРМ; 3 — расход воды через реактор; 4 — тепловая мощность при АЗ I рода; 5 — нейтронная мощность при АЗ I рода; 6 — давление в I контуре при АЗ I рода; 7 — температура насыщения воды в парогенераторе при АЗ I рода

дит снижение расхода теплоносителя через реактор. Циркуляция теплоносителя I контура ВВЭР-440 после закрытия стопорных клапанов турбин осуществляется за счет выбега четырех ГЦН совместно с ТГ и собственного выбега двух ГЦН. Выбег ГЦН продолжается около 100 сек, после чего выполняется переход на естественную циркуляцию теплоносителя через реактор.

На рис. 5.7 приведены результаты расчетов по изменению характеристик ВВЭР-440 при полном обесточивании блока. В расчетах

принято, что сброс нагрузки происходит мгновенно, а движение кассет СУЗ начинается через 1 сек после появления аварийного сигнала. Переход на естественную циркуляцию теплоносителя в расчетах не прослеживается. Снижение нейтронной мощности происходит за 1,9 сек до 50% номинальной и за 5 сек до 10% с момента начала движения кассет СУЗ вниз. Тепловая мощность до этих же уровней понижается за 7,3 и 18 сек соответственно. Для сравнения на том же рисунке приведены кривая изменения тепловой мощности при воздействии регулятора АРМ и кривая критической мощности. Уменьшение расхода теплоносителя через реактор в первые секунды

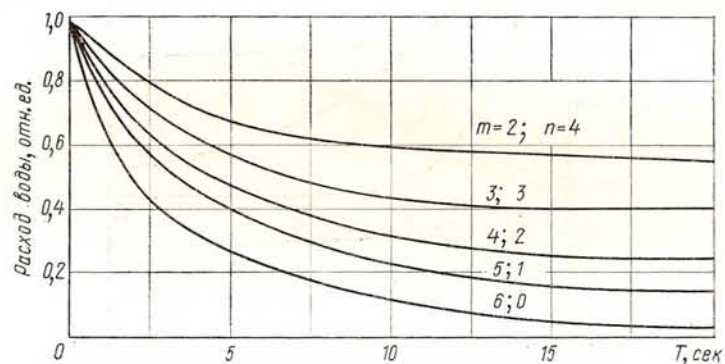


Рис. 5.8. Изменение расхода воды через ВВЭР-440 в режимах отключения  $m$  ГЦН из шести при работе на выбеге с турбогенераторами  $n$  ГЦН

происходит быстро (до 60% номинального значения за 8 сек), а далее расход изменяется медленно в течение  $\sim 100$  сек вплоть до перехода на естественную циркуляцию. Расчеты выполнены как без учета срабатывания предохранительных и сбросных клапанов, так и с учетом срабатывания устройств по сбросу пара в конденсаторы турбин. Видно, что перепуск пара существенно облегчает протекание переходного процесса. Предохранительные клапаны парогенераторов не срабатывают. Условия охлаждения реактора остаются достаточными. Имеется более чем двукратный запас до кризиса теплообмена в самый неблагоприятный момент процесса — через 2 сек после появления сигнала АЗ.

При работе реактора на мощности могут иметь место случаи отключения нескольких или всех ГЦН из-за механических или электрических неисправностей. Уменьшение расхода теплоносителя приводит к росту температуры в активной зоне, притом он тем больше, чем больше ГЦН отключается. Если при этом сохранять номинальный уровень мощности и не принять необходимых мер, то может возникнуть кризис теплообмена на поверхности оболочек твэлов. Аварийные ситуации с большим сокращением расхода теплоносителя крайне опасны, особенно если они совпадают с другими ава-

риями (рис. 5.8). Режим с отключением шести ГЦН наиболее тяжелый, поскольку сопровождается наиболее быстрым и значительным снижением расхода теплоносителя.

Случаи работы реактора с неполным числом петель (менее шести) здесь не рассматриваются. Однако изменение характеристик реактора качественно аналогично данным, приведенным для шести петель. Следует отметить, что авария с отключением шести ГЦН при работе реактора на номинальной мощности была бы губительной для реактора, так как уменьшение расхода происходит гораздо быстрее по сравнению с уменьшением тепловой мощности. Поэтому

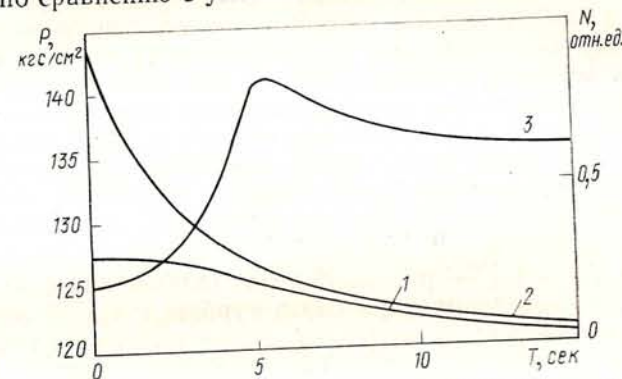


Рис. 5.9. Изменение характеристик ВВЭР-440 при отключении шести ГЦН в случае работы реактора на допустимом уровне мощности:  
1 — тепловая мощность реактора; 2 — тепловая мощность при условии недопущения кипения воды в активной зоне; 3 — давление в I контуре

электропитание АЭС организовано таким образом (имеются три независимых источника электроснабжения ГЦН), что отключение шести ГЦН при номинальной схеме электропитания практически невероятно (см. § 5.7). В том же случае, когда возможны потери электропитания всех шести ГЦН, мощность реактора поддерживается существенно ниже номинальной (для ВВЭР-440 30 — 35% в зависимости от фактического значения расхода). На рис. 5.9 представлено изменение мощности реактора и допустимой мощности по отсутствию объемного кипения на выходе из кассет для ВВЭР-440 IV блока НВ АЭС в таком режиме. На том же рисунке показано изменение давления в I контуре. Видно, что исходная мощность выбрана на пределе допустимой.

### § 5.6. КПД энергетического блока АЭС с ВВЭР

КПД энергоблока с водо-водяным реактором определяется как отношение электрической мощности блока к тепловой мощности реактора. Различают КПД брутто  $\eta_{брутто}$  (отношение полной электрической мощности, вырабатываемой блоком, к мощности ре-

актора) и КПД нетто  $\eta_{\text{нетто}}$  (отношение электрической мощности, выдаваемой в энергосистему, к мощности реактора):

$$\eta_{\text{брутто}} = N_{\text{э}}^{\text{п}} / N_{\text{р}}; \quad (5.56)$$

$$\eta_{\text{нетто}} = (N_{\text{э}}^{\text{п}} - N_{\text{э}}^{\text{сн}}) / N_{\text{р}}, \quad (5.57)$$

где  $N_{\text{р}}$  — тепловая мощность реактора;  $N_{\text{э}}^{\text{п}}$  — полная электрическая мощность блока;  $N_{\text{э}}^{\text{сн}}$  — расход электроэнергии на собственные нужды.

Определенный таким образом КПД энергоблока с ВВЭР аналогичен КПД любого цикла, преобразующего тепловую энергию в электрическую, т. е. реактор рассматривается в данном случае только как источник тепловой энергии. Величины  $\eta_{\text{брутто}}$  и  $\eta_{\text{нетто}}$  характеризуют экономическую эффективность эксплуатации блоков.

Особенностью эксплуатации энергоблоков с ВВЭР является работа на насыщенный паре, характеризующаяся циклом Ренкина. Термический КПД цикла Ренкина равен

$$\eta_t = H_a / q_0, \quad (5.58)$$

где  $H_a = i_0 - i_{\text{ка}}$  — располагаемый (адиабатический) теплоперепад;  $i_0$  — энтальпия пара перед турбиной;  $i_{\text{ка}}$  — энтальпия пара в конденсаторе;  $q_0 = i_0 - i_{\text{к.п.а}}$  — количество тепла, подводимое к 1 кг рабочего тела в парогенераторе;  $i_{\text{к.п.а}}$  — энтальпия воды за питательным насосом.

В действительном рабочем процессе в турбине имеют место потери работоспособности пара и используется не весь располагаемый теплоперепад  $H_a$ , а лишь часть  $H_i$ , называемая действительным теплоперепадом. Отношение использованного теплоперепада  $H_i$  к располагаемому  $H_a$  характеризует совершенство проточной части турбины или ее отдельных цилиндров (отсеков), входных и регулирующих устройств и называется *внутренним относительным КПД турбины*  $\eta_{oi}$ :

$$\eta_{oi} = H_i / H_a. \quad (5.59)$$

Величина  $\eta_{oi}$  зависит от объемных расходов пара, отношения давления на входе к давлению на выходе, влажности пара и других причин. Для турбин К-220-44, работающих с ВВЭР-440,  $\eta_{oi}$  находится в пределах 0,8 — 0,9.

Потери работоспособности пара в подводящих паропроводах характеризуются коэффициентом дросселирования

$$\eta_{\text{др}} = H_a' / H_a, \quad (5.60)$$

где  $H_a'$  — теплоперепад в проточной части турбин от первого ряда сопел до последнего ряда рабочих лопаток.

Уменьшение теплоперепада происходит также из-за протечек пара через концевые уплотнения вала турбины и через уплотнения штоков парораспределительных органов. Часть пара отбирается для регенеративного подогрева, часть отсасывается эжектором и во-

обще не совершает работы. В результате действительный располагаемый перепад  $H_i'$  меньше  $H_i$  на  $\Delta H_{\text{пр}}$ :

$$H_i' = H_i - \Delta H_{\text{пр}} = H_i (1 - \zeta_{\text{пр}}), \quad (5.61)$$

где  $\zeta_{\text{пр}}$  — коэффициент потерь с протечками. Значение  $\zeta_{\text{пр}}$  зависит от давления пара и мощности турбины и изменяется почти линейно от 1,0 — 1,2% при  $N_{\text{эл}} / P_0 = 100 \text{ кВт}/(\text{кгс}/\text{см}^2)$  до 0,5 — 0,6% при  $N_{\text{эл}} / P_0 = 2000 \text{ кВт}/(\text{кгс}/\text{см}^2)$ , здесь  $N_{\text{эл}}$  — мощность турбины, а  $P_0$  — давление острого пара.

Выражение для внутреннего абсолютного КПД турбины  $\eta_i$  имеет вид

$$\begin{aligned} \eta_i &= H_i' / q_0 = H_i (1 - \zeta_{\text{пр}}) / q_0 = H_a \eta_{oi} (1 - \zeta_{\text{пр}}) / q_0 = \\ &= \eta_{oi} (1 - \zeta_{\text{пр}}) \eta_t. \end{aligned} \quad (5.62)$$

Работа на муфте турбины  $H_e$  меньше  $H_i$  на механические потери, а энергия, снимаемая с выводов генератора,  $N_{\text{эг}}$  меньше  $H_e$  на потери в генераторе. Эти величины связаны соотношениями

$$H_e = \eta_{\text{м}} H_i' = \eta_{oi} (1 - \zeta_{\text{пр}}) \eta_{\text{м}} H_a; \quad (5.63)$$

$$N_{\text{эг}} = \eta_{\text{г}} H_e = \eta_{oi} (1 - \zeta_{\text{пр}}) \eta_{\text{м}} \eta_{\text{г}} H_a, \quad (5.64)$$

где  $\eta_{\text{м}}$  — механический КПД, равный 0,97 — 0,99;  $\eta_{\text{г}}$  — КПД генератора, равный при воздушном охлаждении 0,97 — 0,98, при водородном 0,98 — 0,99.

С учетом потерь в турбине различают:

1) относительный эффективный КПД турбины

$$\eta_{oe} = \eta_{oi} (1 - \zeta_{\text{пр}}) \eta_{\text{м}}; \quad (5.65)$$

2) абсолютный эффективный КПД турбины

$$\eta_e = \eta_t \eta_{oe} = H_e / q_0; \quad (5.66)$$

3) относительный электрический КПД турбоустановки

$$\eta_{oэ} = \eta_{oi} (1 - \zeta_{\text{пр}}) \eta_{\text{м}} \eta_{\text{г}}; \quad (5.67)$$

4) абсолютный электрический КПД брутто турбоустановки

$$\eta_{\text{э}} = \eta_t \eta_{oэ} = \eta_t \eta_{oi} (1 - \zeta_{\text{пр}}) \eta_{\text{м}} \eta_{\text{г}}. \quad (5.68)$$

Как следует из формул (5.58) и (5.68), электрический КПД брутто турбоустановки возрастает с увеличением располагаемого теплоперепада.

Располагаемый теплоперепад зависит от давления в парогенераторах, которое, в свою очередь, однозначно связано с температурой испаряемой воды. Как следует из формулы (5.44), при заданной поверхности теплообмена и коэффициенте теплопередачи температура воды в парогенераторе определяется температурой воды I контура. Поэтому для увеличения КПД турбоустановки по мере ввода

новых усовершенствованных ВВЭР среднюю температуру воды I контура увеличивали. Так, если на I блоке НВ АЭС при средней температуре 265° С и давлении 100 кгс/см<sup>2</sup> КПД брутто равен 27,6%, то на III — IV блоках за счет повышения средней температуры до 285° С и давления до 125 кгс/см<sup>2</sup> КПД увеличился до 32%. Правда, частично это увеличение достигнуто усовершенствованием турбин и другого оборудования.

Увеличение располагаемого теплоперепада в турбине достигается также снижением давления в конденсаторе (рис. 5.10). Из кривой следует, что, снизив давление в конденсаторе с 0,04 до 0,03 кгс/см<sup>2</sup>,

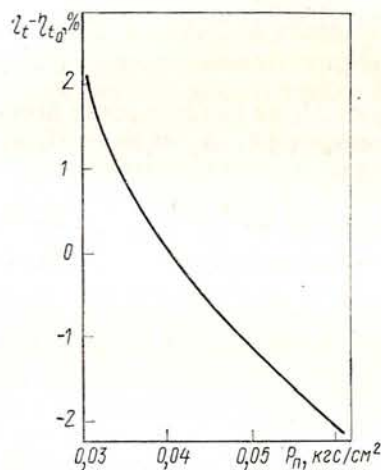


Рис. 5.10. Зависимость термического КПД паротурбинной установки от давления пара  $P_n$  в конденсаторе ( $\eta_{t_0}$  — КПД при давлении пара в конденсаторе 0,04 кгс/см<sup>2</sup>)

можно увеличить КПД установки примерно на 2% и, наоборот, увеличение давления с 0,04 до 0,05 кгс/см<sup>2</sup> приведет к снижению КПД более чем на 1%. Кривая поправок на вакуум для электрической мощности турбины К-220-44, которыми оснащаются блоки с ВВЭР-440, приведена на рис. 5.11.

Увеличение вакуума в конденсаторе при неизменных расходе пара и входной температуре охлаждающей воды требует увеличения площади поверхности теплообмена и роста кратности циркуляции. Кроме того, с углублением вакуума объем пара резко возрастает. Так, изменение давления в конденсаторе с 0,04 до 0,03 кгс/см<sup>2</sup> приводит к увеличению удельного объема пара более чем на 30%. В связи с этим для эффективного пропуска пара требуется увеличить размеры последней ступени турбины (высоту лопаток). Иными

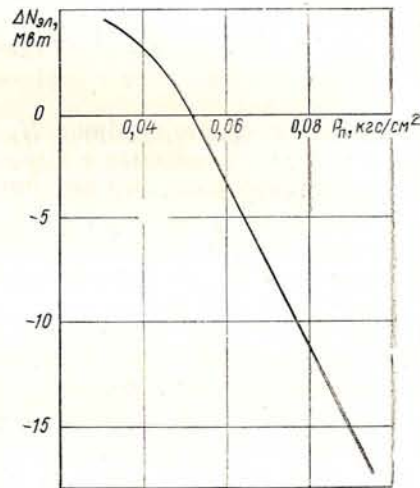


Рис. 5.11. Зависимость изменения электрической мощности турбины К-220-44 от давления пара в конденсаторе ( $P_0 = 0,052$  кгс/см<sup>2</sup> — расчетное давление)

словами, давление в конденсаторах турбин имеет некоторое оптимальное значение, при котором достигается приемлемый КПД, сочетающийся с разумными затратами на изготовление и эксплуатацию конденсаторов и систему циркуляции охлаждающей воды.

При расчете абсолютного КПД нетто турбоустановки учитывается расход электроэнергии на приводы питательных насосов, которые являются одной из главных составляющих расхода электроэнергии на собственные нужды. Расход электроэнергии на приводы питательных насосов характеризуют коэффициентом

$$\eta_n = N_{э.н}/N_э, \quad (5.69)$$

где  $N_{э.н}$  — электрическая мощность питательных насосов.

С учетом расхода электроэнергии на питательные насосы абсолютный электрический КПД нетто турбоустановки

$$\eta_{э.нт} = \eta_э (1 - \eta_n) = \eta_t \eta_{oi} (1 - \zeta_{пр}) \eta_m \eta_r (1 - \eta_n). \quad (5.70)$$

II контур энергоблоков с водо-водяными реакторами оборудуется, как правило, системами регенерации и промежуточного перегрева, которые увеличивают КПД и поддерживают приемлемую влажность пара. Вопросы оптимизации подогревов в указанных системах достаточно широко освещены в литературе (см., например, работу [4]).

В установках с регенерацией и промежуточным перегревом располагаемое удельное тепло турбины

$$q_0 = i_0 + \alpha_{п.п} \Delta i_{п.п} - i_{п.в}, \quad (5.71)$$

где  $\Delta i_{п.п}$  — приращение энтальпии рабочего тела при промежуточном перегреве;  $\alpha_{п.п}$  — массовая доля пара, прошедшего промежуточный перегрев;  $i_{п.в}$  — энтальпия питательной воды (за регенеративными подогревателями и питательным насосом).

Располагаемый (адиабатический) теплоперепад в этом случае равен

$$H_a = \sum_{j=1}^n d_{отj} H_{aj}, \quad (5.72)$$

где  $n$  — число отсеков в турбине с различным расходом пара;  $H_{aj}$  — располагаемый теплоперепад в  $j$ -м отсеке от состояния пара на входе до давления на выходе;  $d_{отj}$  — относительный расход пара через  $j$ -й отсек турбины ( $d_{отj} = D_j / \sum_{j=1}^n D_j$ , где  $D_j$  — расход пара через  $j$ -й отсек).

Выражение для внутреннего относительного КПД турбины  $\eta_{oi}$  имеет вид

$$\eta_{oi} = \frac{\sum_{j=1}^n H_{aj} \eta_{oij}}{\sum_{j=1}^n H_{aj}}, \quad (5.73)$$

где  $\eta_{oij}$  — внутренний относительный КПД  $j$ -го отсека турбины.

Коэффициент протечек  $\zeta_{пр}$  определяется фактическими протечками пара из различных ступеней:

$$\zeta_{пр} = \sum_{j=1}^n \zeta_{прj} H_{ij} / \sum_{j=1}^n H_{ij}, \quad (5.74)$$

где  $\zeta_{прj}$  — коэффициент протечек из  $j$ -й ступени;  $H_{ij}$  — фактический теплоперепад в  $j$ -й ступени.

Если энергоблок имеет  $m$  турбоустановок и  $r$  питательных насосов, то абсолютный электрический КПД брутто и нетто II контура с учетом тепловых потерь в парогенераторах и трубопроводах определится соответственно в виде

$$\eta_{э}^{IIк} = \left( \sum_{j=1}^m \eta_{эj} N_{эj} / \sum_{j=1}^m N_{эj} \right) \eta_{IIк}; \quad (5.75)$$

$$\eta_{э.нт}^{IIк} = \eta_{э}^{IIк} \left[ 1 - \left( \sum_{l=1}^r N_{э.нтl} / \sum_{j=1}^m N_{эj} \right) \right], \quad (5.76)$$

где  $N_{эj}$  — электрическая нагрузка  $j$ -й турбоустановки;  $\eta_{эj}$  — абсолютный электрический КПД брутто  $j$ -й турбоустановки;  $\eta_{IIк}$  — коэффициент, учитывающий потери тепла в трубопроводах и парогенераторах;  $N_{э.нтl}$  — электрическая нагрузка  $l$ -го питательного насоса.

Коэффициент  $\eta_{IIк}$  учитывает потери тепла в трубопроводах за счет утечки пара, продувки парогенераторов и с поверхностей парогенераторов. Коэффициент  $\eta_{IIк}$  обычно составляет 0,975 — 0,98.

Следует отметить, что фактический эксплуатационный КПД всегда ниже расчетного. КПД турбины уменьшается в случае работы ее на пониженной мощности. Уменьшение КПД происходит также в результате снижения вакуума в конденсаторах из-за загрязнения поверхностей охлаждения и по другим эксплуатационным причинам. Эти потери определяются на основе опыта эксплуатации и учитываются коэффициентом  $\eta_{реж}^{IIк}$ , равным примерно 0,985.

Для перехода от КПД II контура к КПД энергоблока необходимо еще учесть потери тепла в I контуре и тепло, вносимое в I контур работающими ГЦН. Тепловые потери в I контуре складываются из потерь тепла на трубопроводах при продувке I контура и тепла, отводимого системой охлаждения приводов электромеханической части СУЗ. Потери I контура характеризуются коэффициентом  $\eta_{Iк}$ , значение которого лежит в пределах 0,994 — 0,997. Тепло, вносимое ГЦН, характеризуется коэффициентом  $\eta_{ГЦН}$ , который для ВВЭР-440 равен примерно 1,004.

С учетом перечисленных коэффициентов выражения для КПД энергоблока примут вид

$$\eta_{брутто} = \eta_{э}^{IIк} \eta_{реж}^{IIк} \eta_{Iк} \eta_{ГЦН}; \quad (5.77)$$

$$\eta_{нетто} = \eta_{брутто} (1 - N_{э}^{сн} / N_{э}^{п}). \quad (5.78)$$

Следует отметить, что коэффициент  $\eta_{ГЦН}$  несколько увеличивает  $\eta_{брутто}$ , однако  $\eta_{нетто}$  при учете расхода электроэнергии, потребляемой ГЦН, уменьшается.

Увеличение КПД энергоблоков с водо-водяными реакторами в результате снижения абсолютных тепловых потерь может быть достигнуто совершенствованием оборудования и повышением культуры эксплуатации. Кроме того, КПД можно увеличить максимально полной загрузкой оборудования (реактора, турбин и др.), допускаемой его характеристиками, при которой снижается удельное значение тепловых потерь.

### § 5.7. Ограничения допустимой мощности реактора, связанные со схемой электроснабжения ГЦН

Главные циркуляционные насосы (ГЦН) обеспечивают отвод тепла из активной зоны реактора. Отключение по тем или иным причинам одного или нескольких ГЦН создает аварийную ситуацию, связанную с ухудшением теплоотвода и возможностью повреждения тепловыделяющих элементов. Очевидно, что при аварийном отключении главных циркуляционных насосов необходимо быстрое уменьшение тепловой мощности реактора. Однако, как показано в гл. 6, скорость аварийного снижения мощности реактора ограничена, поэтому при расчете допустимой мощности реактора вводится необходимый запас. Этот запас определяется условиями отсутствия кризисных явлений в любой кассете при реальной скорости снижения расхода теплоносителя в результате отключения ГЦН и реальной скорости аварийного снижения мощности.

В практике эксплуатации ядерных энергетических реакторов, в частности ВВЭР, в качестве ГЦН нашли применение насосы с электрическим приводом. Они подразделяются на бессальниковые малоинерционные насосы с встроенным электродвигателем, применяемые на ВВЭР первого и второго поколений, в частности на I — IV блоках НВАЭС, и насосы с уплотнением вала, вынесенным электродвигателем и маховыми массами, применяемые на ВВЭР-1000.

Бессальниковые электронасосы, не имеющие маховых масс, при потере электропитания полностью теряют производительность за 2 — 3 сек. Поэтому необходимо принимать специальные меры по обеспечению надежного электроснабжения насосов при всех условиях, в том числе и при авариях в энергосистеме.

Надежное электропитание малоинерционных насосов осуществляется подключением их к нескольким независимым источникам. К числу таких источников относятся: а) основные турбогенераторы АЭС, к которым ГЦН подключаются через понижающие трансформаторы — трансформаторы собственного расхода (ТСР); б) генераторы собственного расхода (ГСР), находящиеся на одном валу с основными генераторами; в) резервные трансформаторы, подключенные к внешним электрическим линиям, которые на АЭС, как правило, являются линиями отвода вырабатываемой электрической энергии.

Электропитание ГЦН может пропасть при повреждении источников питания, при коротких замыканиях и других повреждениях в линиях электропередачи. В проекте обычно предусматривают возможность разового повреждения не более одного независимого источника питания.

Наиболее вероятно повреждение в разветвленных линиях электропередачи, поэтому использование резервных трансформаторов предусматривается только при недостатке других независимых источников питания (ревизия, плановый ремонт и т. п.). Резервные трансформаторы считаются независимыми источниками питания, если они получают электропитание от несвязанных электрических цепей и не имеют внутренних электрических соединений. Основное назначение резервных трансформаторов — прием нагрузки ГЦН при повреждениях или отказе других независимых источников питания, в частности ГСР. Перевод электропитания ГЦН на резервные трансформаторы осуществляется схемой автоматического подключения резервного питания (АВР), которая срабатывает по сигналу исчезновения напряжения или снижения производительности ГЦН.

Основные генераторы АЭС связаны с внешней электрической сетью через генераторные выключатели. При коротком замыкании в системе и неуспешном отключении генераторы могут оказаться замкнутыми накоротко и отключиться защитой. При этом насосы, подключенные к отпайкам основных генераторов, работают в режиме собственного выбега (т. е. быстро тормозятся). Поскольку генераторные выключатели не обладают 100%-ной надежностью, то основные генераторы и резервные трансформаторы являются фактически частично зависящими источниками питания.

При выборе допустимой мощности реактора предусматривается возможность несрабатывания генераторных выключателей по крайней мере на одном турбогенераторе, что приводит к потере электропитания у насосов, питающихся как от резервного трансформатора, так и от отпаяк неотключившегося основного генератора. При дальнейшем развитии аварии предполагается, что регулирование турбин на отключившихся от внешней сети турбогенераторах может не справиться с требуемой скоростью сброса нагрузки, что приведет к закрытию стопорных клапанов турбин и режиму совместного выбега ГЦН, питающихся от отпаяк основных генераторов и генераторов собственного расхода соответственно. Предполагается возможность срабатывания стопорных клапанов не менее чем на одном отключившемся от внешней сети турбогенераторе, а при консервативном подходе — на всех турбогенераторах.

Наиболее надежными источниками электропитания ГЦН являются ГСР. Насосы, питающиеся от ГСР, сохраняют выбег даже при неуспешном отключении основных генераторов в режиме с неустранившимся коротким замыканием в энергосистеме. Кроме того, ГСР электрически не связаны с внешними сетями и поэтому в силу некоторой задержки в срабатывании генераторных выключателей

в режиме обесточивания не дают просадки напряжения, как на насосах, питающихся от основных генераторов.

Применение независимых источников электропитания малоинерционных ГЦН позволяет существенно уменьшить скорость снижения расхода теплоносителя через активную зону реактора при возможных аварийных ситуациях и, следовательно, значительно увеличить допустимую мощность реактора.

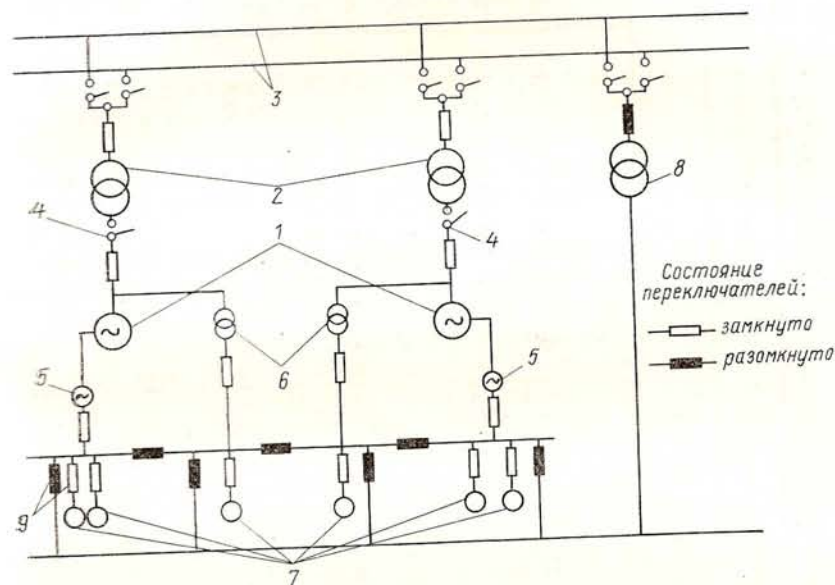


Рис. 5.12. Принципиальная схема электропитания ГЦН ВВЭР-440 III блока НВАЭС:

1 — основные генераторы; 2 — сетевые трансформаторы; 3 — линия отвода вырабатываемой электроэнергии; 4 — генераторные выключатели; 5 — генераторы собственного расхода; 6 — трансформаторы собственных нужд; 7 — ГЦН; 8 — резервный трансформатор; 9 — переключатели

Рассмотрим для примера схему электропитания ГЦН серийного блока с ВВЭР-440 (III блок НВАЭС), изображенную на рис. 5.12. Схема имеет два генератора собственного расхода, к каждому из которых могут быть подключены два ГЦН, два трансформатора собственного расхода, питающихся от отпаяк основных генераторов, каждый из которых может снабжать электропитанием два ГЦН, и резервный трансформатор, допускающий подключение всех шести ГЦН блока.

Допустимая мощность реактора при различных вариантах питания главных циркуляционных насосов для пяти и шести работающих ГЦН представлена в табл. 5. 7.

Основным условием при вычислении допустимого уровня мощности реактора является исключение возможности возникновения

Таблица 5.7  
Режим работы ВВЭР III блока НВАЭС (давление в I контуре 125 кгс/см<sup>2</sup>)

Источник электропитания ГЦН и характеристика	Число работающих ГЦН и суммарная производительность							
	6 (37 500 т/ч — 100%)			5 (86,8%)				
Трансформатор собственного расхода турбогенератора №1	1 2 1 0 2 1	2 1 0 2	1	2 1 0	1 0 1 2 1 0 2 1 2	2 1 0 1 2	2 1 0 2 1	2 1 0
Генератор собственного расхода турбогенератора №1	2 2 2 2 2 2	2 2 2 0	0	0 0 0	2 2 2 2 2 2 2 2 1	2 2 2 1 0	1 1 1 0 0	0 0 0
Трансформатор собственного расхода турбогенератора №2	1 0 0 0 2 1	0 0 0 2	1	0 0 0	0 0 1 0 0 0 1 1 2	0 0 0 1 2	0 0 0 1 1	0 0 0
Генератор собственного расхода турбогенератора №2	2 2 2 2 0 0	0 0 0 0	0	0 0 0	2 2 1 1 1 0 0 0	0 0 0 0 0	0 0 0 0 0	0 0 0
Резервный трансформатор	0 0 1 2 0 2	2 3 4 2	4	4 5 6	0 1 0 0 1 2 0 1 0	1 2 3 2 1	2 3 4 2 3	3 4 5
Допустимая тепловая мощность реактора: % Мвт	100 1375	90 1237	50 687	35 480	80 1100	75 1030	45 620	30 412
Допустимый подогрев воды в реакторе, °С	25,8	23,4	13,4	9,6	23,9	22,5	13,9	9,5
Средняя температура воды на входе в реактор, °С	269,9	268,7	264,3	262,6	269,7	269,0	264,9	262,9
Максимально допустимый подогрев в кассетах, °С	36,7	33,2	20,9	15,7	37,1	34,9	23,6	16,1

кризиса теплообмена при следующих аварийных ситуациях: а) короткое замыкание на любой секции комплектного распределительного устройства (КРУ) — 6 кв с потерей питания двух ГЦН; при этом одновременное короткое замыкание на двух различных (несвязанных) секциях КРУ-6 кв предполагается невозможным; б) неустраненное короткое замыкание во внешней сети (режим обесточивания); при этом срабатывание генераторных выключателей на одном из двух основных генераторов предполагается неуспешным; в) срабатывание в режиме обесточивания стопорных клапанов обоих турбогенераторов.

Режим с поломкой одного насоса при таких предположениях не является принципиально худшим и в дальнейшем не рассматривается. Режим с выходом из строя одного ГСР эквивалентен варианту (а) при условии, что автоматическое подключение резервного питания на секцию КРУ-6 кв, которая соединена с данным ГСР, неуспешно.

Схема на рис. 5.12 соответствует нормальному эксплуатационному режиму при двух работающих турбогенераторах.

Наиболее тяжелый аварийный режим при работе по нормальной схеме возникает при коротком замыкании на секции КРУ-6 кв. При этой аварии насосы, питающиеся от секции, на которой произошло короткое замыкание, быстро тормозятся, а остальные работают. Допустимая мощность реактора при нормальной схеме электропитания ГЦН равна проектной (1375 Мвт). Снижение мощности реактора при возникновении аварии происходит по аварийной защите третьего рода (АЗ-III), при которой кассеты рабочей группы СУЗ движутся вниз со скоростью ~ 2 см/сек.

Другой вариант питания ГЦН с проектной допустимой мощностью — схема с подключением к одному трансформатору собственного расхода двух ГЦН (питающихся при нормальной схеме от разных трансформаторов). Наибольшая скорость снижения расхода теплоносителя при работе по этой схеме достигается в режиме обесточивания при несрабатывании генераторного выключателя того турбогенератора, от отпайки которого работают два ГЦН. Снижение мощности реактора происходит в результате срабатывания аварийной защиты первого рода (АЗ-I), при котором все кассеты СУЗ движутся вниз со скоростью ~ 20 см/сек.

Когда все шесть ГЦН питаются от резервного трансформатора, возможна одновременная потеря их электропитания, поэтому допустимая мощность реактора при такой схеме питания минимальна.

Схема электропитания ГЦН, применяемая на серийном блоке ВВЭР-440, обеспечивает надежное расхолаживание активной зоны при любых неполадках в электроснабжении. Однако при использовании малоинерционных бессальниковых насосов необходимо во всех вариантах электропитания иметь определенный запас до критических нагрузок, необходимый на случай аварии, т. е. занижать допустимую тепловую мощность реактора в стационарном режиме.



Кроме того, необходимо обслуживать сложную систему автоматического переключения электропитания ГЦН. В связи с этим для блоков большей единичной мощности, в частности для V блока НВАЭС с ВВЭР-1000, предусматривают ГЦН с большой инерцией, т. е. с маховыми массами. Благоприятные условия работы вынесенных электродвигателей повышают надежность работы насосов, а наличие маховых масс увеличивает время собственного выбега насосов и уменьшает скорость снижения их подачи при потере электропитания. Схема электропитания насосов упрощается, в частности отпадает необходимость в установке генераторов собственного расхода.

Наиболее опасная авария при использовании ГЦН с маховыми массами происходит при механической поломке с заклиниванием вала одного насоса. Одновременная механическая поломка двух и более насосов считается практически невозможной, и запас по мощности реактора на этот случай не вводится.

### § 6.1. Останов реактора

Останов реактора осуществляется с помощью системы управления и защиты. На ВВЭР система управления и аварийной защиты реакторов (СУЗ) состоит из управляемых электромеханически кассет с борным поглотителем, системы борного регулирования и системы аварийного ввода бора. Конструкция поглотителей электромеханической СУЗ и принципы действия их приводных механизмов освещены, например, в работе [3].

Система аварийного ввода бора (рис. 6.1) состоит из аварийных подпиточных насосов, подающих в I контур раствор борной кислоты высокой концентрации, хранящийся в специальных емкостях.

По степени воздействия на мощность реактора сигналы аварийной защиты (АЗ), поступающие от соответствующих датчиков в электронно-релейную аварийную схему («аварийную цепочку»), подразделяются на четыре рода (АЗ-I — АЗ-IV), причем наиболее эффективны, т. е. снижают мощность реактора с наибольшей скоростью, сигналы АЗ-I. Схема электронной «аварийной цепочки» объединяет в одну электронную цепь все реле от датчиков и приборов, которые могут быть источниками сигналов АЗ одного рода. Четыре рода АЗ составляют четыре «аварийные цепочки». В них возникает стартовый импульс для исполнительных механизмов и схем.

При появлении сигнала АЗ-I снимается напряжение питания силовых цепей выпрямительных устройств и преобразователей низкой частоты (ПНЧ) и все кассеты СУЗ, находящиеся вверху или в промежуточном положении, движутся вниз самоходом. При этом обеспечивается быстрый сброс нейтронной и тепловой мощности реактора.

Аварийные сигналы I рода (АЗ-I) ВВЭР-440 подаются в следующих случаях:

1. При уменьшении периода нарастания плотности нейтронного потока до заданного аварийного значения по двум из трех приборных каналов.
2. При достижении заданного аварийного значения плотности нейтронного потока в энергетическом диапазоне по двум из трех каналов.
3. При уменьшении давления в I контуре до  $120 \text{ кгс/см}^2$  с одновременным снижением уровня в компенсаторе объема на 2700 мм от номинального значения (сигнал большой течи).

4. При повышении перепада давления на реакторе до  $3,75 \text{ кгс/см}^2$ .
5. При отключении трех или более ГЦН (сигнал проходит с выдержкой времени  $0,6 \text{ сек}$ ).
6. При закрытии стопорных клапанов обеих турбин (в случае работы одной турбины импульсом на АЗ служит посадка ее стопорных клапанов).
7. При потере питания  $220 \text{ в}$  постоянного тока щита СУЗ без выдержки времени.
8. При потере питания  $\sim 220 \text{ в}$  на двух комплектах приборов АЗ из трех.

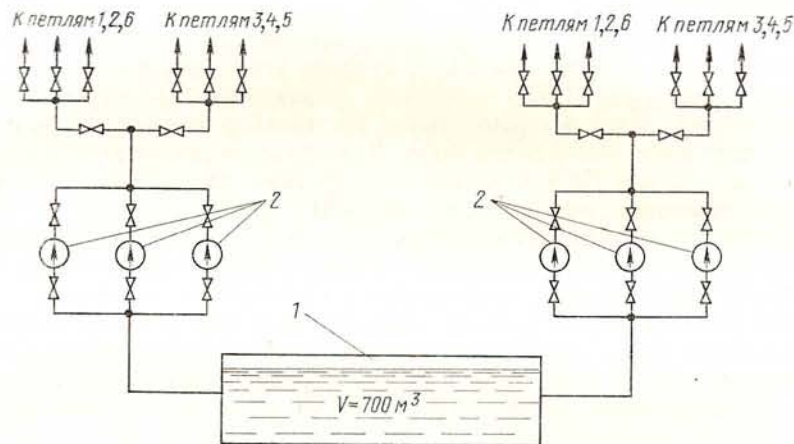


Рис. 6.1. Схема аварийного ввода борной кислоты в ВВЭР-440:  
1 — бак с раствором борной кислоты; 2 — аварийные подпиточные насосы (АПН)

9. При исчезновении напряжения на вводах  $\sim 380 \text{ в}$ ,  $50 \text{ гц}$  щита СУЗ с выдержкой времени  $1,5 \text{ сек}$ .
  10. При потере питания на промежуточном реле АЗ-1.
  11. При нажатии кнопки АЗ-1.
- При появлении сигнала АЗ-II преобразователь низкой частоты отключается и кассеты рабочей и предыдущей групп СУЗ движутся вниз самоходом. При исчезновении сигнала АЗ-II происходит автоматический подхват движущихся групп.
- Аварийные сигналы II рода (АЗ-II) ВВЭР-440** подаются в следующих случаях:
1. При достижении заданного аварийного значения плотности нейтронного потока по двум из трех приборных каналов.
  2. При уменьшении давления в I контуре до  $115 \text{ кгс/см}^2$  по двум приборам из трех.
  3. При увеличении температуры в помещении обслуживания ГЦН и главных запорных задвижек I контура (ГЗЗ) выше  $100^\circ \text{ С}$  и повышении давления в боксе ГЦН — ПГ до  $1,3 \text{ кгс/см}^2$  (по двум приборам из трех).

4. При потере питания на промежуточном реле АЗ-II.
- С появлением сигнала АЗ-III движение рабочей группы кассет вверх прекращается. Одновременно на вход всех преобразователей низкой частоты рабочей и предыдущей групп кассет СУЗ подается управляющий сигнал на движение кассет вниз. Рабочая и предыдущая группы кассет СУЗ начинают движение вниз. При исчезновении сигнала АЗ-III происходит автоматический подхват групп.

**Аварийные сигналы III рода (АЗ-III) ВВЭР-440** подаются в следующих случаях:

1. При уменьшении периода нарастания плотности нейтронного потока до значения предупредительной уставки по двум из трех приборных каналов.
  2. При достижении заданного предупредительного значения плотности нейтронного потока по двум из трех каналов.
  3. При повышении давления в I контуре до  $140 \text{ кгс/см}^2$  по двум приборам из трех.
  4. При повышении температуры на входе трех и более петель I контура до  $310^\circ \text{ С}$ .
  5. При повышении температуры воды автономного контура на выходе из подшипников ГЦН до  $80^\circ \text{ С}$ .
  6. При исчезновении напряжения в цепях двух комплектов автоматики ГЦН.
  7. При потере питания на промежуточном реле АЗ-III.
- При появлении сигнала АЗ-IV рода запрещается движение органов регулирования вверх. С исчезновением сигнала запрещение снимается.

**Аварийные сигналы IV рода (АЗ-IV) ВВЭР-440** подаются в следующих случаях:

1. При уменьшении периода нарастания плотности нейтронного потока до значения предупредительной уставки по двум из трех приборных каналов.
  2. При достижении заданного предупредительного значения плотности нейтронного потока по двум из трех каналов.
  3. При повышении давления в I контуре до  $135 \text{ кгс/см}^2$  по двум приборам из трех.
  4. При увеличении температуры на входе трех и более петель I контура до  $305^\circ \text{ С}$ .
  5. При непосредственном опускании (падении) органов СУЗ.
  6. При потере питания на промежуточном реле АЗ-IV.
- Кроме аварийных уставок в системе АЗ предусмотрены и соответствующие предупредительные уставки по контролируемым параметрам (табл. 6.1). Это позволяет инженеру-оператору своевременно принимать необходимые меры. Появление предупредительных и аварийных сигналов сопровождается соответствующей световой и звуковой сигнализацией на блочном щите управления (БЩУ). Предусмотрены также блокировки, обеспечивающие автоматический переход на резервное оборудование и электропитание, защи-

Таблица 6.1

Уставки аварийной защиты ВВЭР-440

Параметр срабатывания АЗ	Диапазон источника		Промежуточный диапазон		Энергетический диапазон	
	УП	УА	УП	УА	УП	УА
Мощность реактора, %	$3 \cdot 10^{-4}$	$10^{-3}$	2	8	110	120
Показания приборов контроля, имп/сек	$3 \cdot 10^4$	$10^5$	$2 \cdot 10^{-6}a$	$8 \cdot 10^{-6}a$	$2 \cdot 10^{-6}a$	$3 \cdot 10^{-6}a$
Период реактора, сек	40 (АЗ-IV)	20 (АЗ-1)	20 (АЗ-IV)	10 (АЗ-1)	20 (АЗ-III)	10 (АЗ-1)

Примечания. 1. УП—уставка предупредительная, УА—уставка аварийная.

2. Срабатывание АЗ по УП приводит к опусканию рабочей и предыдущей групп кассет СУЗ в активную зону со скоростью 2 см/сек.

3. Срабатывание АЗ по УА приводит к опусканию всех кассет СУЗ в активную зону со скоростью 20 см/сек (самоходом).

щающие реактор, I контур и основное оборудование от недопустимых режимов и обеспечивающие безопасность АЭС. Принцип действия автоматических электросхем некоторых блокировок рассмотрен в работе [3]. Ниже приводятся перечни основных блокировок на ВВЭР-440.

#### А. Блокировки, действующие после срабатывания аварийной защиты реактора

1. Запуск дизель-генераторов при срабатывании АЗ-1 или отсутствии напряжения на секциях КРУ-6 кв, к которым подключены дизели.

2. Блокировки, действующие после срабатывания АЗ-1 по сигналу полного обесточивания АЭС:

- а) отключение отпаек трансформаторов для собственных нужд, от которых не питаются ГЦН;
- б) отключение механизмов для собственных нужд от секций КРУ-6 кв, питающих ГЦН (кроме отключения ГЦН), — конденсатных насосов, питательных насосов, циркуляционных насосов, трансформаторов 6 кв/0,4 кв, дренажных насосов;
- в) отключение резервного питания секций для собственных нужд 0,4 кв.

3. Отключение от системы обоих турбогенераторов при работе 2ТГ и 1ГСР по фактору отключения трех и более ГЦН-(АЗ-1).

4. Блокировки, обеспечивающие надежное питание потребителей АЭС:

- а) отключение секционных выключателей при понижении напряжения на полусекциях 6 кв, питающихся при обесточивании АЭС от дизелей;
- б) отключение от системы соответствующего турбогенератора через 2 мин после срабатывания стопорных клапанов;
- в) отключение отпаек соответствующих трансформаторов для

собственных нужд, от которых не питаются ГЦН, через 2 мин после закрытия стопорного клапана турбины;

г) автоматическое включение резерва (АВР) секций собственных нужд 6 и 0,4 кв при исчезновении основного питания. В том числе: включение дизелей при потере напряжения на секциях 6 кв надежного питания собственных нужд II категории и АВР для секций 0,4 кв надежного питания I категории.

#### Б. Блокировки, защищающие реактор и основное оборудование от недопустимых режимов

##### Главные циркуляционные насосы:

1. Запрещение дистанционного отключения более двух ГЦН.
2. Запрет на включение ГЦН и открытие ГЗЗ холодной нитки подключаемой петли при разности температур теплоносителя в работающих петлях и подключаемой петле более 15° С.

3. Запрет на включение ГЦН при работе насоса автономного контура охлаждения подшипников ГЦН (АН ГЦН).

4. Включение АН ГЦН при отключении соответствующего ГЦН.

##### Первый контур:

1. Срабатывание при повышении давления в I контуре до  $145 \text{ кгс/см}^2$  импульсного клапана, открывающего первый предохранительный клапан компенсатора объема (по двум из трех приборов).

2. Срабатывание при повышении давления в I контуре до  $149 \text{ кгс/см}^2$  импульсных клапанов, открывающих второй и третий предохранительные клапаны компенсатора объема (по двум из трех приборов).

3. Закрытие импульсных и предохранительных клапанов компенсатора объема при уменьшении давления в I контуре до  $128 \text{ кгс/см}^2$  (по двум из трех приборов).

##### Компенсатор объема:

1. Включение нагревателей при снижении давления в I контуре.

2. Отключение нагревателей компенсатора объема при повышении давления в I контуре.

3. Отключение нагревателей компенсатора объема при понижении уровня в компенсаторе объема.

4. Запрет на включение нагревателей при понижении уровня в компенсаторе объема.

5. Работа регулятора давления I контура — открытие и закрытие клапана впрыска в компенсатор объема при повышении или понижении давления в I контуре соответственно.

6. Работа регулятора уровня в компенсаторе объема — включение и выключение рабочего подпиточного насоса при понижении или повышении уровня в компенсаторе объема соответственно.

##### Парогенератор:

1. Срабатывание при увеличении давления в парогенераторе до  $59 \text{ кгс/см}^2$  первого импульсного клапана, вызывающего открытие первого предохранительного клапана парогенератора.

2. Срабатывание при увеличении давления в парогенераторе до  $60 \text{ кгс/см}^2$  второго импульсного клапана, вызывающего открытие второго предохранительного клапана парогенератора.

3. Закрытие импульсных и предохранительных клапанов парогенераторов при уменьшении давления в парогенераторе до 51 и  $49 \text{ кгс/см}^2$  соответственно для вторых и первых клапанов.

#### **Главный паровой коллектор:**

1. Открытие клапанов быстродействующего редуцирующего устройства (БРУ) сброса пара в атмосферу при увеличении давления в паровом коллекторе до  $54 \text{ кгс/см}^2$ .

2. Закрытие клапанов БРУ сброса пара в атмосферу при снижении давления в паровом коллекторе до  $45 \text{ кгс/см}^2$ .

3. Открытие клапанов БРУ сброса пара в конденсатор турбины при повышении давления в паровом коллекторе до  $52 \text{ кгс/см}^2$  (при нормальных вакууме и давлении конденсата).

4. Закрытие паровых задвижек на линиях связи паропроводов парогенераторов с главным паровым коллектором при снижении давления в главном паровом коллекторе до  $41 \text{ кгс/см}^2$ .

5. Закрытие стопорных клапанов при уменьшении давления в главном паровом коллекторе до  $40 \text{ кгс/см}^2$  (по двум из трех приборов).

**В. Блокировки по важнейшим вспомогательным системам, обеспечивающим безопасность АЭС**

#### **Системы аварийной подпитки:**

1. Включение в работу аварийных подпиточных насосов (АПН) при снижении уровня в компенсаторе объема, переключатель блокировок которых находится в положении «работа».

2. Включение резервного АПН при аварийном отключении работающего АПН и пониженном уровне в компенсаторе объема.

3. Включение в режиме обесточивания станции при снижении уровня в компенсаторе объема не более двух АПН.

#### **Система нормальной подпитки:**

1. Включение резервного подпиточного насоса (ПН) при отключении рабочего ПН.

#### **Спринклерная система:**

1. Включение в работу насосов спринклерной установки, переключатель блокировки которых находится в положении «работа», при увеличении избыточного давления в боксе ГЦН — ПГ более  $0,3 \text{ кгс/см}^2$ .

#### **Контур охлаждения ГЦН и приводов СУЗ.**

1. Включение резервного насоса контура при отключении рабочего насоса.

2. Включение резервного насоса охлаждения ГЦН при уменьшении давления в выходном патрубке работающего насоса до  $2,5 \text{ кгс/см}^2$ .

3. Автоматическое включение резервного насоса контура охлаждения СУЗ при уменьшении давления в выходном патрубке работающего насоса контура охлаждения СУЗ до  $8 \text{ кгс/см}^2$ .

#### **Система технической воды:**

1. Включение резервного НТВ при отключении любого из работающих насосов технической воды (НТВ).

2. Автоматическое включение резервного НТВ при уменьшении давления в напорном патрубке любого НТВ.

3. Запуск двух НТВ после появления напряжения на секции дизелей в режиме обесточивания станции.

При эксплуатации реактора нежелательны излишние остановы. Исследования показали, что стойкость твэлов и надежность оборудования находятся в обратной зависимости от числа так называемых термокачек (полных сбросов и наборов нагрузки) за кампанию. Поэтому число полных и частичных сбросов мощности ограничивается соответствующими техническими требованиями и условиями.

В практике эксплуатации ВВЭР различают следующие виды останова: а) автоматический аварийный останов реактора системой аварийной защиты; б) аварийный останов реактора оператором; в) нормальный останов реактора оператором.

Режимы останова рассматриваются ниже применительно к ВВЭР-440.

В зависимости от конкретной ситуации нормальный и аварийный остановы могут осуществляться с расхолаживанием либо без расхолаживания I контура (см. § 6.2).

*Под нормальным остановом* реактора понимается останов без воздействия аварийной защиты, т. е. останов оператором путем постепенного введения поглотителей кассет СУЗ в активную зону и прекращения цепной реакции деления. Все операции по нормальному останову АЭС регламентируются специальными технологическими инструкциями.

Нормальный останов реактора производится: а) для выполнения плановых предупредительных ремонтов (ППР); б) для замены ядерного топлива; в) в случае появления неполадок и неисправностей, при наличии которых работа реактора на мощности запрещается (но допускается нормальный останов).

Нормальный останов реактора без расхолаживания I контура может потребоваться в следующих случаях: а) при необходимости не очень сложного ремонта обоих турбогенераторов; б) для выполнения ремонта оборудования II контура; в) для проведения ремонта на открытом распределительном устройстве (ОРУ), без выполнения которого невозможна работа ТГ под нагрузкой.

Нормальный останов реактора с полным расхолаживанием I контура и переводом аппарата в глубоко подкритическое состояние выполняется в следующих случаях: а) для замены ядерного топлива; б) для ремонта систем и оборудования I контура, проходящего с разуплотнением контура; в) для ремонта оборудования II контура, который требует снижения рабочего давления и температуры в главном паровом коллекторе, главных паропроводах, в системе подпитки парогенераторов; г) при ремонте систем, обеспечивающих безопас-

ность реактора и АЭС, когда при проведении ремонтных работ не обеспечивается безопасность критического реактора функционированием этих систем (системы СУЗ, системы аварийного ввода бора, спринклерной системы, системы промежуточного контура и технического водоснабжения реакторного отделения).

Под аварийным остановом реактора понимается останов, вызванный срабатыванием аварийной защиты реактора (АЗ-I, АЗ-II и АЗ-III рода) с переводом его в подкритическое состояние. К аварийному останову приравнивается останов реактора оператором при отказе срабатывания аварийной защиты. Ликвидация аварийных состояний на АЭС проводится в соответствии со специальной инструкцией.

Работа реактора на мощности запрещается и реактор останавливается автоматически системой аварийной защиты в следующих случаях:

1) при прохождении сигналов аварийной защиты первого рода (АЗ-I);

2) при прохождении сигналов аварийной защиты второго-третьего родов (АЗ-II — АЗ-III) длительностью, достаточной для перевода реактора в подкритическое состояние.

## § 6.2. Обеспечение отвода тепла после останова реактора

При останове реактора происходят следующие переходные процессы: 1) прекращение цепной ядерной реакции деления и уменьшение плотности нейтронного потока; 2) спад тепловыделения в активной зоне и постепенное охлаждение реактора; 3) остаточное энерговыделение в топливе за счет радиоактивного распада продуктов деления урана и плутония; 4) нестационарное изменение коэффициента размножения за счет динамики отравления  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$  и температурных эффектов (см. § 4.2).

При рассмотрении аварийных ситуаций необходимо учитывать также возможность снижения расхода воды через активную зону.

Постоянная времени для нейтронных процессов очень мала, поэтому уменьшение плотности нейтронного потока происходит быстро и определяется практически необходимой скоростью снижения тепловой мощности. В случае аварийного останова снижение плотности нейтронного потока определяется временем срабатывания системы аварийной защиты, при этом заметную роль играют запаздывающие нейтроны.

Изменение числа нейтронов со временем при отрицательном скачке реактивности ( $\Delta\rho < 0$ ) описывается выражением

$$N_n(T) = \sum_{i=1}^6 a_i \exp(-T/T_i), \quad (6.1)$$

где  $N_n$  — число нейтронов;  $a_i$  — константа для  $i$ -й группы запаздывающих нейтронов;  $T$  — время;  $T_i$  — корни уравнения

$$\rho = \frac{\Delta k_{эф}}{k_{эф}} = \frac{T_n}{k_{эф} T} + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{1 + \lambda_i T}, \quad (6.2)$$

в котором  $T_n$  — время жизни одного поколения мгновенных нейтронов;  $\beta_i$  — выход при делении для  $i$ -й группы запаздывающих нейтронов;  $\lambda_i$  — постоянная распада ядер-источников запаздывающих нейтронов для группы  $i$ .

Анализ формулы (6.1) показывает, что скорость спада нейтронного потока определяется периодом полураспада самого долгоживущего ядра-источника запаздывающих нейтронов ( $^{87}\text{Br}$ ), а именно  $T_6 \approx 60$  сек.

Постоянная времени для процессов теплопередачи в активной зоне много больше постоянной времени нейтронных процессов. Поэтому изменение тепловой мощности реактора отстает от изменения плотности нейтронного потока, т. е. имеет место тепловая инерция активной зоны. Физически это объясняется следующими причинами: а) малой теплопроводностью окисного топлива, работающего при высокой температуре; б) большой теплоемкостью активной зоны из-за значительного количества двуокиси урана и большой массы металла внутрикорпусных устройств и кассет в реакторе. В результате любого останова реактора тепловая мощность спадает существенно медленнее плотности нейтронного потока за счет значительных количеств аккумулированного в активной зоне тепла. К этому добавляется также остаточное тепловыделение от радиоактивного распада продуктов деления.

Следует отметить, что скорость снижения тепловой мощности в значительной степени зависит от условий охлаждения реактора при останове. Если произошел останов реактора без расхолаживания, то температура воды I контура поддерживается близкой к исходной работой нескольких ГЦН. Если реактор выключен с расхолаживанием, то температура воды I контура понижается со скоростью  $\sim 20$  град/ч организацией постепенного перехода от полного расхода воды через реактор к режиму естественной циркуляции. При аварийном снижении расхода воды через реактор перед остановом и в процессе его условия теплопередачи в активной зоне могут существенно усложниться.

После остановки в активной зоне реактора остается источник тепловыделения, связанный с  $\beta$ - и  $\gamma$ -радиоактивным распадом продуктов деления урана и плутония. В первые секунды после останова мощность радиоактивного распада продуктов деления составляет 6 — 7% мощности, на которой работал реактор. Остаточное энерговыделение уменьшается по мере распада осколков деления, периоды полураспада которых лежат в пределах от долей секунды до миллионов лет.

Установлено [48], что мощность радиоактивного распада спустя 70 дней после облучения выражается приблизительно следующими соотношениями:

$$1) \text{ доля образования } \beta\text{-частиц на одно деление: } n_{\beta} = 3,8 \times 10^{-6} T^{-1,2} \text{ сек}^{-1};$$

$$2) \text{ доля образования } \gamma\text{-квантов на одно деление: } n_{\gamma} = 1,9 \times 10^{-6} T^{-1,2} \text{ сек}^{-1}.$$

Здесь  $T$  — время после облучения, *сек*.

Энергия, приходящаяся на одно деление в секунду (для периодов полураспада от  $10$  до  $10^7$  *сек*), равна  $E_{\beta} = 1,40 T^{-1,2}$  *Мэв* (энергия, освобождаемая  $\beta$ -излучением);  $E_{\gamma} = 1,26 T^{-1,2}$  *Мэв* (энергия, освобождаемая  $\gamma$ -излучением). При этом предполагается, что все деления происходят в момент времени  $T = 0$  в течение бесконечно малого промежутка времени. Реактор же работает обычно длительное время до останова. Возникающие осколки деления по цепочкам  $\beta$ - и  $\gamma$ -превращений постепенно снижают свою активность во время работы реактора. К моменту останова реактора активность продуктов деления уже ослабляется.

Пусть  $F$  — скорость делений при работе реактора, *дел/сек*;  $T_0$  — время работы реактора, *сек*;  $T$  — момент времени после останова, на который определяется остаточное тепловыделение, *сек*;  $N_T$  — тепловая мощность реактора, *вт*;  $P_{\beta}$  — мощность, высвобождаемая  $\beta$ -излучением,  $\frac{\text{Мэв}}{\text{сек}}$ ;  $P_{\gamma}$  — мощность, высвобождаемая  $\gamma$ -излучением,  $\frac{\text{Мэв}}{\text{сек}}$ ;  $P$  — суммарная мощность, высвобождаемая за счет  $\beta$ - и  $\gamma$ -излучения, *вт*. Тогда

$$P_{\beta} = \frac{1,40}{0,2} F [T^{-0,2} - (T + T_0)^{-0,2}]; \quad (6.3)$$

$$P_{\gamma} = \frac{1,26}{0,2} F [T^{-0,2} - (T + T_0)^{-0,2}]. \quad (6.4)$$

Учитывая, что  $F = 3,1 \cdot 10^{10} N_T$  и  $P = P_{\beta} + P_{\gamma}$ , получим формулу Уэя — Вигнера, рекомендуемую для времени после останова реактора, превышающего  $\sim 10^4$  *сек*:

$$P = 6,62 \cdot 10^{-2} N_T [T^{-0,2} - (T + T_0)^{-0,2}]. \quad (6.5)$$

Эта формула дает изменение остаточной мощности реактора за счет радиоактивного распада продуктов деления во времени. При  $T_0 \gg T$

$$P \approx 6,62 \cdot 10^{-2} N_T T^{-0,2} \quad (6.6)$$

Унтермайер и Уэллс получили эмпирическую формулу [49], учитывающую вклад в остаточную тепловую мощность от распада продуктов деления  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ :

$$Q(T_0, T) = 10 \{ (T + 10)^{-0,2} - (T + T_0 + 10)^{-0,2} - 0,87 [(T + 2 \cdot 10^7)^{-0,2} - (T + T_0 + 2 \cdot 10^7)^{-0,2}] \}, \quad (6.7)$$

где  $Q(T_0, T)$  дается в процентах рабочей мощности,  $T$  и  $T_0$  — время, *сек*.

Формула (6.7) имеет следующую точность, оцененную Унтермайером и Уэллсом для различных значений  $T$ , *сек*:

$$\begin{aligned} & \pm 50\% \text{ для } 1 \leq T \leq 10^2; \\ & \pm 30\% \text{ для } 10^2 \leq T \leq 10^4; \\ & \pm 10\% \text{ для } 10^4 \leq T \leq 10^6; \\ & \pm 50\% \text{ для } 10^6 \leq T \leq 10^8. \end{aligned}$$

Чтобы получить тепловыделение от продуктов деления только  $^{235}\text{U}$ , нужно из выражения (6.7) вычесть тепловыделение от  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{239}\text{Np}$ :

$$Q^{239}\text{Pu}(T_0, T) = 0,25 \{ \exp(-T/2040) - \exp[-(T + T_0)/2040] \}; \quad (6.8)$$

$$Q^{239}\text{Np}(T_0, T) = 0,13 \{ \exp(-T/290\,000) - \exp[-(T + T_0)/290\,000] \}. \quad (6.9)$$

В выражениях (6.8) и (6.9) значения  $Q(T_0, T)$  даны в процентах рабочей мощности.

Из приведенных формул легко оценить, что даже через пять часов после останова реактора остаточное тепловыделение составляет примерно 1% рабочей мощности реактора (рис. 6.2, а). На рис. 6.2, б показано изменение остаточного энерговыделения в течение нескольких десятков суток после останова. Таким образом, становится ясной необходимость постоянного охлаждения остановленного реактора, а также топлива в бассейне выдержки (хранилище отработанного топлива).

Технология расхоложивания устанавливает следующую последовательность операций при нормальном останове ВВЭР-440.

1. Перед снижением мощности реактора фиксируется состояние систем и оборудования, параметры I и II контуров, заполняется картограмма температур теплоносителя на выходе из кассет.

2. Воздействием на синхронизаторы турбин производится разгрузка турбогенераторов со скоростью не более 5 *Мвт/мин* на каждой турбине. Одновременно с разгрузкой турбогенераторов ведется прогрев схемы технологического конденсатора (ТК) и готовится схема для отвода пара ПГ на ТК.

3. Мощность реактора при разгрузке ТГ снижается вручную оператором или автоматически регулятором мощности в соответствии со снижением нагрузки. Давление в главном паровом коллекторе поддерживается в пределах 40 — 47 *кгс/см<sup>2</sup>*. По мере снижения нагрузки поочередно отключаются рабочие питательные насосы, при этом не допускается переполнение ПГ и снижение уровня в них на 150 *мм* ниже нормального значения.

4. После снижения нагрузки до уровня, обеспечивающего собственные нужды (около 15 Мвт на каждом ТГ), генераторы отключаются от системы.

5. Секции на собственные нужды напряжением 6 кВ поочередно переключаются с рабочего питания на резервное. ТГ переводятся на холостой ход. Одновременно снижается мощность реактора, параметры I и II контуров стабилизируются при работе ТГ на холостом ходу.

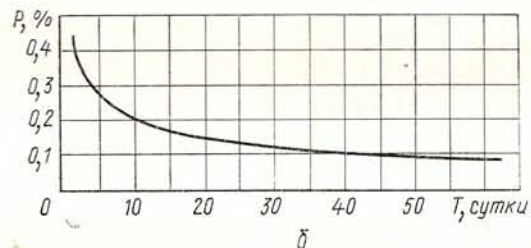
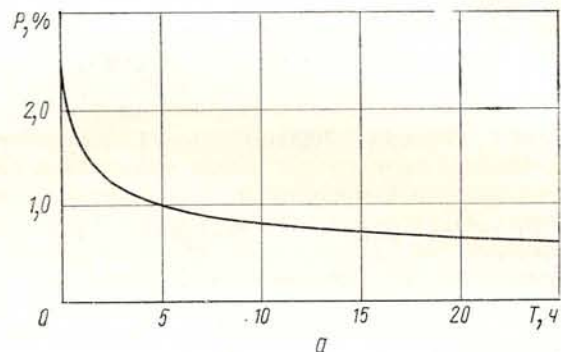


Рис. 6.2. Спад остаточного энерговыделения в реакторе в течение одних (а) и в течение 60 суток после останова (б)

6. Вводится в работу ТК. Расход пара на конденсатор устанавливается не более 50 м/ч. Отключается автоматический регулятор мощности реактора. Постепенным снижением мощности реактора понижается давление в главном паровом коллекторе до 40 кгс/см<sup>2</sup>. Подготавливаются к включению аварийные питательные насосы.

7. Закрываются стопорные клапаны поочередно на каждой турбине. Мощность реактора снижается до минимально контролируемого уровня (МКУ). Отключаются рабочие питательные насосы, включаются аварийные питательные насосы, обеспечивающие подпитку ПГ. Параметры I и II контуров стабилизируются регулированием сброса пара на ТК.

8. При разгрузке ТГ по мере снижения мощности реактора необходимо: а) переключать диапазоны контроля за нейтронным потоком, не допуская снижения показаний приборов контроля менее 5% шкалы; б) контролировать скорость снижения средней температуры I контура, не допуская превышения скорости 20 град/ч; в) контролировать уровень в компенсаторе объема (КО) и давление I контура, при необходимости производить подпитку I контура из деаэратора подпитки и включение пусковых нагревателей КО.

9. После стабилизации параметров I и II контуров в состоянии реактора на МКУ фиксируются основные параметры, соответствующие критическому состоянию реактора: положение органов регулирования, концентрация борной кислоты, средняя температура и давление I контура, показания приборов контроля за нейтронным потоком. Включается звуковой индикатор системы контроля за нейтронным потоком. Реактор заглушается опусканием всех кассет СУЗ до срабатывания нижних конечных выключателей.

10. Расхолаживание I контура до температуры 120 — 130° С производится сбросом пара с парогенераторов на ТК. Скорость расхолаживания не должна превышать 20 град/ч. Компенсатор объема расхолаживают впрыском воды в паровое пространство. Нагреватели КО отключаются. Разность температуры в КО и средней температуры I контура должна быть в пределах 30 — 70° С. Для обеспечения плавного и стабильного расхолаживания с небольшим перепадом температур на ПГ необходимо оставить в работе два симметрично расположенных ГЦН. Остальные насосы отключают с интервалом 10 мин. Главные запорные задвижки (ГЗЗ) на горячих нитках гидравлических петель оставляют открытыми, на холодных — почти закрытыми, с небольшим обратным током теплоносителя в этих петлях. Подпитка ПГ производится аварийными питательными насосами из деаэраторов турбин.

11. При температуре I контура 200 — 240° С и давлении около 50 кгс/см<sup>2</sup> работающие ГЦН отключают и осуществляют переход на естественную циркуляцию воды через реактор не менее чем в двух петлях. Минимальное число петель определяется условием сохранения перепада температур на ПГ в пределах не более 31° С. Необходимо при этом контролировать появление режима естественной циркуляции и убедиться в его стабилизации. Признаком установившейся естественной циркуляции воды в I контуре является стабилизация средней температуры теплоносителя I контура, перепада температуры воды на ПГ и температуры воды на выходе из кассет. Необходимо следить за устойчивостью естественной циркуляции, не допуская ее нарушения. Признаком нарушения режима естественной циркуляции является совокупность следующих факторов: а) устойчивое повышение температуры воды на выходе из рабочих кассет; б) снижение или резкое увеличение перепада температуры воды на входе и выходе ПГ; в) устойчивый рост давления I контура при отключенных нагревателях КО.

При нарушении естественной циркуляции принимаются меры для ее восстановления немедленным включением в работу поочередно двух ГЦН и закрытием главных запорных задвижек на холодных нитках петель с неработающими ГЦН.

Компенсатор объема расхолаживают впрыскиванием воды в паровое пространство от подпиточных насосов.

12. При достижении температуры воды I контура 120 — 130° С и малой эффективности расхолаживания в паровом режиме работы ПГ дальнейшее расхолаживание ведут в водо-водяном режиме работы ПГ с помощью насосов расхолаживания. С этой целью паровую трассу от ПГ до технологического конденсатора заполняют водой из деаэраторов турбин. В работу включают один насос расхолаживания. Регулируя расход технической воды через конденсатор и его охладитель, расхолаживают I контур до температуры 50 — 60° С. При этом контролируют режим естественной циркуляции в I контуре. Во время стоянки реактора не допускается увеличение температуры на выходе из активной зоны выше 80° С.

13. В процессе расхолаживания реактора производится периодическое газоудаление из I контура. Осуществляется также обмен воды в I контуре с целью доведения концентрации борной кислоты до следующих значений: а) для обеспечения ядерной безопасности при перегрузке топлива и при выполнении работ, связанных с перемещением органов регулирования, — до 12 г/л; б) в других случаях — до концентрации, превышающей на 2 г/л концентрацию борной кислоты в критическом состоянии на МКУ холодного разотравленного реактора с полностью взведенными кассетами СУЗ.

Проводится корректировка и водно-химического режима. В случае необходимости дренирования I контура при снятой крышке реактора уровень воды в корпусе реактора в любом случае нельзя снижать ниже зоны верхних патрубков, чтобы не вызвать нарушения естественной циркуляции воды в I контуре.

В указанной последовательности выполняются все операции по обеспечению отвода остаточного тепловыделения в реакторе. В этом смысле аварийный останов по существу не отличается от нормального. Режим естественной циркуляции обеспечивает необходимое и достаточное охлаждение активной зоны остановленного реактора.

РЕЖИМ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ  
ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

§ 7.1. Комплектация топливных сборок  
в активной зоне

Экономичность работы АЭС в значительной степени определяется эффективностью использования ядерного топлива, характеризуемой достигаемой глубиной выгорания. Из теоретического анализа, проведенного в работе [50], следует, что глубина выгорания при заданной энерговыработке зависит от режима перегрузки топлива. Для оценки эффективности различных режимов перегрузки вводится понятие идеального режима, при котором выгоревшее топливо постоянно заменяется свежим при непрерывном перемешивании по объему активной зоны, чтобы глубина выгорания была одинаковой для всех выгружаемых кассет.

Конструкция ВВЭР не позволяет осуществить идеальный режим перегрузки, однако сравнение выбранного реального режима с идеальным дает возможность оценить его эффективность и степень приближения к идеальности.

**Идеальный режим перегрузки.** Глубину выгорания выгружаемого топлива в идеальном режиме можно определить, введя понятие среднего коэффициента размножения нейтронов в активной зоне бесконечного размера:

$$\overline{k_{\infty}(\rho_{ш.л})} = \int_0^{\rho_{ш.л}^{\max}} k_{\infty}(\rho_{ш.л}) d\rho_{ш.л} \bigg/ \int_0^{\rho_{ш.л}^{\max}} d\rho_{ш.л}, \quad (7.1)$$

где  $\rho_{ш.л}$  — глубина выгорания топлива на рассматриваемый момент времени;  $\rho_{ш.л}^{\max}$  — максимальная глубина выгорания, при которой в идеальном режиме топливо выгружается из реактора;  $k_{\infty}(\rho_{ш.л})$  — коэффициент размножения нейтронов для бесконечного реактора при глубине выгорания  $\rho_{ш.л}$ , с достаточной точностью соответствующий асимптотическому коэффициенту размножения  $k_0(\rho_{ш.л})$ , рассчитываемому по программам РОР и УНИРАСОС (см. § 7.2).

Зависимости  $k_{\infty}(\rho_{ш.л})$  для различного обогащения топлива ВВЭР-440 приведены в гл. 2. Эти зависимости при отсутствии выгорающих поглотителей близки к линейным, причем скорость изменения  $k_{\infty}(\rho_{ш.л})$  слабо зависит от обогащения топлива при одина-



ковом уран-водном отношении. Нелинейностью зависимости  $k_{\infty}(\rho_{\text{шл}})$  в первом приближении можно пренебречь, тогда

$$k_{\infty}(\rho_{\text{шл}}) = k_{\infty}^0 - A\rho_{\text{шл}}, \quad (7.2)$$

где  $k_{\infty}^0$  — коэффициент размножения горячей, отравленной, на мощности топливной решетки в начальный момент работы реактора;  $\rho_{\text{шл}}$  — количество образовавшихся шлаков на рассматриваемый момент времени,  $\text{кг}/\text{мU}$ ;  $A$  — скорость изменения зависимости  $k_{\infty}(\rho_{\text{шл}})$ ,  $(\text{кг}/\text{мU})^{-1}$ .

После подстановки линейной зависимости (7.2) в интеграл выражения (7.1) получим

$$\bar{k}_{\infty}(\overline{\rho_{\text{шл}}}) = k_{\infty}^0 - A\rho_{\text{шл}}^{\text{макс}}/2. \quad (7.3)$$

Как отмечалось в § 2.1, реактор критичен, когда средний коэффициент размножения бесконечной решетки, аналогичной по составу активной зоне реактора, равен  $k_{\infty}^{\text{необх}}$ :

$$\bar{k}_{\infty}(\overline{\rho_{\text{шл}}}) = k_{\infty}^{\text{необх}} = k_{\infty}^0 - A\rho_{\text{шл}}^{\text{макс}}/2. \quad (7.4)$$

Отсюда максимальная глубина выгорания всего выгружаемого топлива

$$\rho_{\text{шл}}^{\text{макс}} = 2(k_{\infty}^0 - k_{\infty}^{\text{необх}})/A. \quad (7.5)$$

Значение  $A$ , определяемое из графических зависимостей на рис. 2.6, приближенно равно  $0,01 (\text{кг}/\text{мU})^{-1}$ . При более точных расчетах величины  $\rho_{\text{шл}}^{\text{макс}}$  необходимо учитывать нелинейность зависимости  $k_{\infty}(\rho_{\text{шл}})$ , которая представляется в виде полиномов. Значения глубины выгорания, достигаемой в идеальном режиме, без учета нелинейности зависимости  $k_{\infty}(\rho_{\text{шл}})$  приведены в табл. 7.1.

Таблица 7.1

Глубина выгорания  $\rho_{\text{шл}}^{\text{макс}}$  выгружаемого топлива в идеальном режиме перегрузок для кассет реактора ВВЭР-440 при различном содержании  $^{235}\text{U}$

$\rho_{\text{шл}}^{\text{макс}}$ , $\text{кг}/\text{мU}$	10	32	50
$^{235}\text{U}$ , %	1,6	2,4	3,6

Реальные или близкие к реальным режимы перегрузок топлива сравниваются с идеальными с помощью коэффициента проигрыша в глубине выгорания  $k_c$ :

$$k_c = \rho_{\text{шл}}^{\text{макс}}/\rho_{\text{шл}}^{\text{к}}, \quad (7.6)$$

где  $\rho_{\text{шл}}^{\text{к}}$  — конечная глубина выгорания выгружаемого топлива в режиме, отличном от идеального.

Режим периодической перегрузки. Проектом ВВЭР предусмотрена периодическая перегрузка топлива на остановленном реакторе. Очевидно, что для увеличения глубины выгорания желательно перегрузки производить чаще, приближаясь к идеальному режиму. Но, с другой стороны, частые остановки реактора уменьшают выра-

ботку электроэнергии и поэтому нежелательны. Кроме того, даже при непрерывной перегрузке и перемешивании топлива по радиусу при работе реактора на мощности идеальная глубина выгорания не может быть достигнута из-за неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны, что следует из формулы [50]:

$$k_c = (k_z/\gamma)(1 - H_0^2/H^2), \quad (7.7)$$

где  $k_z = \rho_{\text{шл},0}^{\text{макс}}/\rho_{\text{шл}}^{\text{макс}}$  — коэффициент неравномерности выгорания по высоте активной зоны (индекс 0 относится к центру реактора);  $\rho_{\text{шл}}^{\text{макс}}$  — среднее выгорание в выгружаемых кассетах,  $\text{кг}/\text{мU}$ ;  $H$  — высота реактора,  $\text{см}$ ;  $H_0$  — критическая высота реактора,  $\text{см}$ , определяемая по формуле

$$H_0^2 = \pi^2/\kappa_{z,0}^2. \quad (7.8)$$

Здесь  $\kappa_{z,0}^2 = \kappa_0^2 - \kappa_r^2$  — осевая составляющая материального параметра,  $\text{см}^{-2}$ ;  $\kappa_0^2 = (k_{\infty,0} - 1)/M^2$  — материальный параметр активной зоны,  $\text{см}^{-2}$ ;  $\kappa_r^2 = (2,405/R)^2$  — радиальная составляющая материального параметра,  $\text{см}^{-2}$ ;  $R$  — радиус активной зоны,  $\text{см}$ .

Параметр  $\gamma$  (в формуле (7.7)) равен

$$\gamma = \frac{A}{2} \frac{\rho_{\text{шл},0}^{\text{макс}}}{M^2 \kappa_{z,0}^2}, \quad (7.9)$$

где  $M^2$  — площадь миграции,  $\text{см}^2$ .

При значении  $k_z = 1,20 \div 1,30$ , что может иметь место при реальном выгорании, коэффициент проигрыша  $k_c = 1,10 \div 1,20$ , т. е. даже в режиме непрерывной перегрузки кассет с топливом с непрерывной перестановкой в активной зоне (по высоте топливо не перемешивается) глубина выгорания примерно на 20% меньше, чем в идеальном режиме.

В реальных эксплуатационных условиях могут быть осуществлены следующие режимы периодических перегрузок.

Режим А. При каждой перегрузке заменяется  $1/n$  часть кассет активной зоны. В течение всего времени работы кассет  $T$  (полная кампания топлива) производится  $n$  частичных перегрузок. Кассеты в активной зоне во время перегрузок не переставляются. Коэффициент проигрыша для этого режима оценивается по формуле

$$k_c = \theta (1 + 1/n), \quad (7.10)$$

где  $\theta$  — функция неравномерности энерговыделения по объему активной зоны. Значение  $\theta$  в общем случае определяется численными методами. В предельном случае, когда радиус активной зоны очень велик, или при непрерывной перестановке топливных кассет значение  $\theta$  совпадает со значением  $k_c$ , определенным по формуле (7.7). В другом предельном случае, когда запас реактивности на выгорание очень мал,  $\theta$  имеет максимальное значение, равное 2,25, т. е.  $k_c^{\text{макс}} = 2,25 (1 + 1/n)$ . Максимальное значение коэффициента проигрыша (при  $n = 1$ ) равно 4,5.

Режим В. При перегрузке топлива часть кассет переставляют для выравнивания размножающих свойств активной зоны по радиусу. При каждой из  $n$  перегрузок за полную кампанию топлива  $T$  из активной зоны, состоящей из  $N$  кассет, выгружают  $N/n$  наиболее выгоревших кассет, простоявших в реакторе время  $T$ . Такое же число  $N/n$  свежих кассет загружают в активную зону. Коэффициент проигрыша для такого режима (см. работу [50])

$$k_c = 2\theta_z/nB\bar{\varphi}, \quad (7.11)$$

где  $\theta_z = (k_z/\gamma) (1 - H_0^2/H^2)$ . Произведение  $nB\bar{\varphi}$  вычисляется по формуле

$$nB\bar{\varphi} = 0,415 [\sqrt{(n-2)^2 0,692 + 8(n-1)} - (n-2) 0,831]. \quad (7.12)$$

Рассмотренный режим осуществим только при  $n \geq 3$ .

Режим С. Топливные кассеты в активной зоне не переставляют. Периодическую перегрузку кассет осуществляют пропорционально радиальной составляющей поля энерговыделения. Активную зону из  $N$  кассет разделяют на  $m$  кольцевых подзон. Каждую кольцевую подзону разбивают на участки, содержащие по  $l_i$  кассет ( $i$  — номер подзоны,  $1 \leq i \leq m$ ), причем количество кассет в каждом участке подзоны одинаково, а количество этих участков пропорционально числу перегрузок в данной подзоне. Доля перегружаемых кассет в каждой подзоне  $1/l_i$  пропорциональна радиальной составляющей поля энерговыделения в подзоне. Тогда количество перегружаемых кассет, например, в первой подзоне можно найти при известном числе кассет, перегружаемых в  $i$ -й подзоне:

$$\frac{N_1/l_1}{N_i/l_i} = \frac{\bar{\varphi}_1}{\bar{\varphi}_i}, \quad (7.13)$$

где  $\bar{\varphi}_1, \bar{\varphi}_i$  — средние плотности потоков нейтронов в первой и  $i$ -й подзонах;  $N_1, N_i$  — количество кассет в первой и  $i$ -й подзонах.

Из выражения (7.13) можно найти и общее количество перегружаемых кассет  $N/n$  во всей активной зоне:

$$\frac{\bar{\varphi}N}{\sum_{i=1}^m \bar{\varphi}_i N_i} = \frac{N/n}{\sum_{i=1}^m (N_i/l_i)}, \quad (7.14)$$

где  $\bar{\varphi}$  — средняя плотность нейтронного потока в активной зоне;  $n$  — число перегрузок за кампанию.

Коэффициент проигрыша для такого режима перегрузок равен

$$k_c = \theta_z (1 + \theta_r/n), \quad (7.15)$$

где  $\theta_z \approx (k_z + 1)/2$ ;  $\theta_r \approx (k_r + 1)/2$ ;

$k_z$  — коэффициент неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны;  $k_r$  — коэффициент неравномерности энерговыделения по радиусу активной зоны.

В реальных условиях наиболее широко используется режим В, который позволяет улучшить распределение энерговыделения по активной зоне и тем самым уменьшить коэффициент проигрыша  $k_c$  и увеличить глубину выгорания топлива.

Выбор загрузки топлива в реальных эксплуатационных условиях. При выборе режима перегрузок топлива в реальных условиях необходимо учитывать технические возможности ВВЭР. Как правило, перегрузку реактора выполняют одновременно с планово-предупредительным ремонтом оборудования блока АЭС и продолжают в течение примерно одного месяца. Необходимость длительного останова реактора для перегрузки снижает коэффициент использования установленной мощности, поэтому количество остановов на перегрузки должно быть минимальным. Дополнительным условием следует считать требования энергосистемы, исключающие возможные остановы блоков АЭС на перегрузки в осенне-зимний энергетический максимум нагрузок. Наиболее благоприятен для энергосистемы режим работы блоков АЭС с одним остановом реактора в год на перегрузку во время весеннего паводка, когда потребности в энергии удовлетворяют гидроэлектростанции.

С другой стороны, режим перегрузок должен обеспечивать достаточную глубину выгорания, которая растет с увеличением числа перегрузок реактора за полную кампанию топлива.

С учетом этих условий для ВВЭР принят режим трех частичных перегрузок топлива за кампанию, который обеспечивает работу блока между перегрузками в течение года (см. § 12.2). При этом, как правило, количество перегружаемых в каждую перегрузку кассет близко к  $1/3$  всех кассет активной зоны, но может и отклоняться от этого количества на отдельных блоках в зависимости от плановых заданий АЭС в целом.

В первых реакторах — ВВЭР-210 (I блок НВАЭС) и ВВЭР-70 (АЭС «Райнсберг», ГДР) загружаемые кассеты распределяли в активной зоне равномерно [3,51]. В новых реакторах — ВВЭР-440, оснащенных системами борного регулирования, принята зонная компоновка активной зоны, при которой поле энерговыделения дополнительно выравнивается по радиусу.

Особенности зонного способа размещения топлива заключаются в следующем: 1) свежее топливо располагается только на периферии зоны; 2) выгоревшее топливо находится в центральной части зоны.

Режим перегрузки топлива при зонной компоновке осуществляется следующим образом: а) из центральной части активной зоны удаляют сильно выгоревшее топливо, простоявшее три срока (примерно  $1/3$  всех кассет); б) в центральную часть зоны переставляют кассеты с периферии и прилегающей к ней области, простоявшие один и два срока; в) в периферийную часть зоны загружают свежее топливо.

При зонной компоновке активной зоны достигается значительная глубина выгорания, обусловленная снижением неравномерности энерговыделения по радиусу.

Загрузку топлива определяют расчетом по специальным программам на ЭВМ при выполнении следующих требований: 1) обеспечение необходимой длительности работы реактора до очередной перегрузки; 2) обеспечение работы активной зоны на номинальной мощности при минимально возможных значениях коэффициентов неравномерности по радиусу и объему зоны; 3) обеспечение необходимой подкритичности остановленного реактора в холодном состоянии.

Особые требования предъявляются к первой топливной загрузке. В ней для имитации стационарной загрузки активной зоны, содержащей частично выгоревшее топливо в основном одного первоначального обогащения, используют кассеты различного обогащения. Применение в первой загрузке топливных кассет с 3–4 обогащениями позволяет добиться приемлемой неравномерности энерговыделения по радиусу, обеспечивающей работу реактора на номинальной тепловой мощности. При дальнейших перегрузках кассеты с первоначальным обогащением ниже проектного выгружаются, и уже через 2–3 частичных перегрузки достигается режим, при котором в реакторе находятся кассеты только с проектным первоначальным обогащением. На рис. 7.1 и 7.2 приведены картограммы первых загрузок ВВЭР-440 НВАЭС, а в табл. 7.2 указан их состав.

Таблица 7.2

Состав первых топливных загрузок ВВЭР-440 НВАЭС

Обогащение топлива по $^{235}\text{U}$ , %	Количество кассет в первой загрузке				Обогащение топлива по $^{235}\text{U}$ , %	Количество кассет в первой загрузке			
	III блок		IV блок			III блок		IV блок	
	Рабочие кассеты	Топливные части кассет СУЗ	Рабочие кассеты	Топливные части кассет СУЗ		Рабочие кассеты	Топливные части кассет СУЗ	Рабочие кассеты	Топливные части кассет СУЗ
1,0	24	25	—	—	2,4	—	—	78	49
1,5	48	18	—	—	3,3	108	12	—	—
1,6	—	—	114	24	3,6	—	—	84	—
2,0	96	18	—	—					

В реакторе ВВЭР-440 III блока НВАЭС стационарная подпитка по проекту осуществляется топливом с обогащением 3,3%, в отличие от ВВЭР-440 IV блока НВАЭС, Кольской АЭС и других АЭС, для которых в стационарном режиме подпитки применяется топливо с двумя обогащениями — 2,4 и 3,6%. Применение двух

обогащений позволяет дополнительно снизить неравномерность энерговыделения по радиусу активной зоны и увеличить выгорание топлива.

Как правило, выбор первых загрузок ВВЭР проверяют и в некоторых случаях уточняют физическими экспериментами на критических сборках в ИАЭ им. И. В. Курчатова [24, 50, 52]. Такие эксперименты позволяют корректировать расчетные программы,

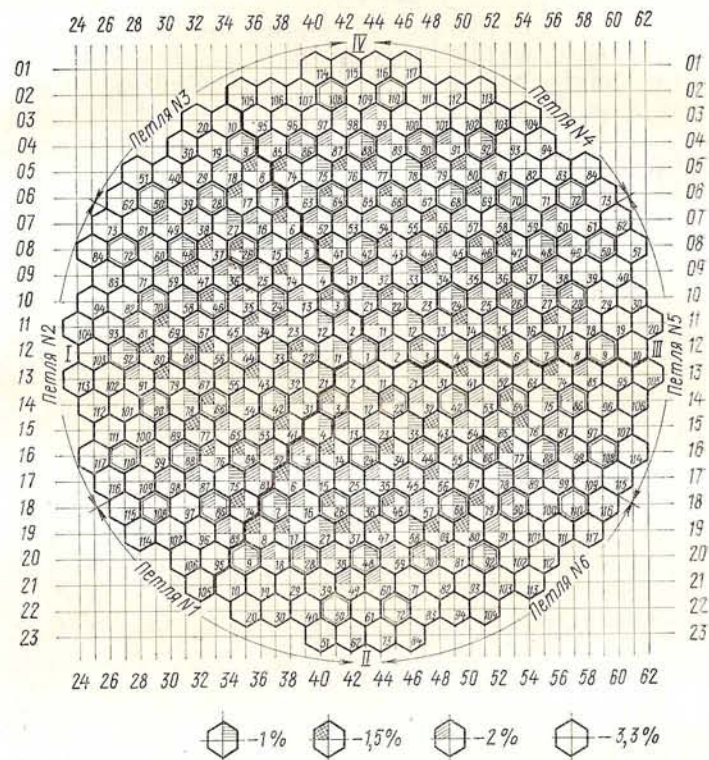


Рис. 7.1. Картограмма первой топливной загрузки ВВЭР-440 III блока НВАЭС кассетами с различным обогащением топлива

используемые при выборе очередных загрузок зон реакторов. В процессе пусков и эксплуатации ВВЭР также проводятся необходимые эксперименты.

Физические эксперименты позволяют определить: 1) критические положения групп кассет СУЗ и их эффективность; 2) эффективность борной кислоты, что особенно важно для ВВЭР-440, в которых без борной кислоты в теплоносителе I контура не обеспечивается необходимая подкритичность активной зоны; 3) температурные и мощностные коэффициенты реактивности, что необходимо для оценки саморегулируемости реакторов; 4) распределение

мощности по кассетам активной зоны; 5) переходные процессы на  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{140}\text{Sm}$ .

ВВЭР имеют симметричную по азимуту загрузку активной зоны с порядком симметрии не менее 3 (сектор симметрии с углом  $120^\circ$  в плане). Это дает возможность при выборе очередной загрузки

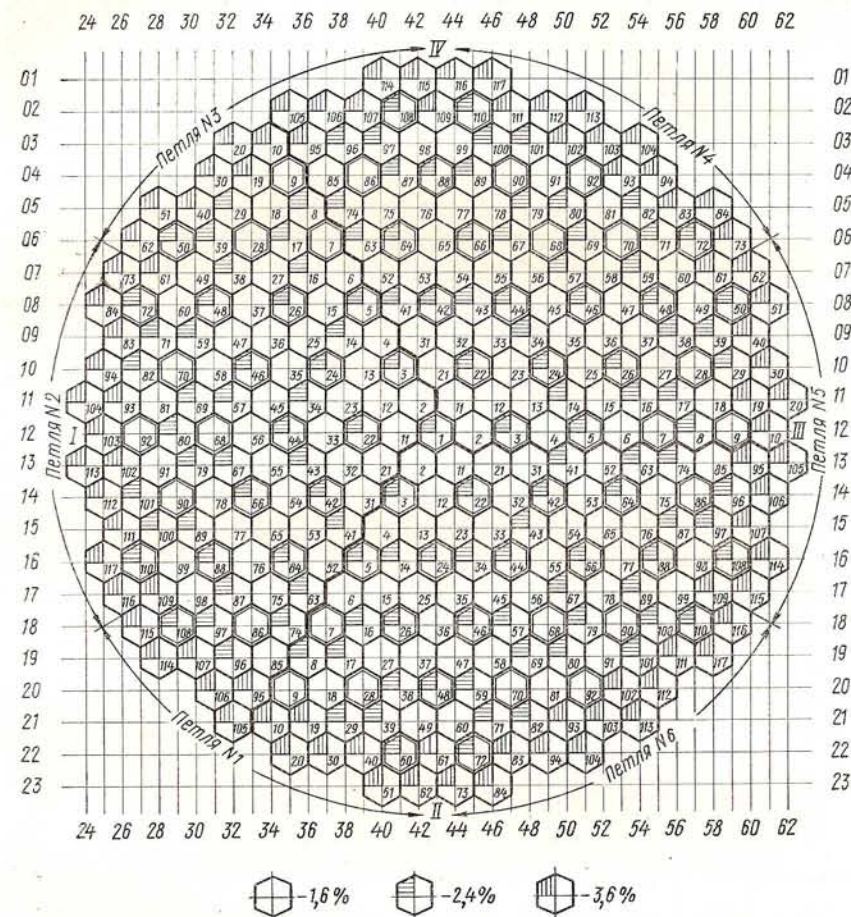


Рис. 7.2. Картограмма первой топливной загрузки ВВЭР-440 IV блока НВАЭС кассетами с различным обогащением топлива

реактора ограничиваться расчетом только  $1/3$  части активной зоны. Однако на практике возможны случаи, когда по разным причинам в процессе перегрузки топлива из реактора приходится выгружать одну или несколько не подлежащих замене кассет из какого-то сектора симметрии. Симметричность картограммы загрузки при этом нарушается, так как в освободившуюся ячейку загружают свежую кассету того же (а может быть, и иного) обогащения либо вы-

горевшую кассету, но с иным содержанием шлаков. В таких случаях необходимо выполнять расчеты выгорания всей зоны ( $360^\circ$  в плане) или довольствоваться усреднением свойств симметричных по азимутальному положению, но не идентичных по нейтронно-физическим характеристикам кассет. Несимметричность в содержании шлаков может появиться и в симметрично загруженной активной зоне, если при ведении процесса выгорания симметрично расположенные механические органы регулирования СУЗ имеют разную степень погружения в реактор.

В заключение отметим, что на НВАЭС, где работают реакторы с различной удельной мощностью, можно в принципе дополнительно увеличить достижимую глубину выгорания путем дожигания в реакторе меньшей мощности [53] кассет, отработавших в реакторе большей мощности. Эта возможность связана с увеличением коэффициента размножения выгоревшей кассеты при размещении ее в реакторе меньшей мощности в результате частичного высвобождения мощностного и температурного эффектов реактивности и уменьшения эффекта отравления ксеноном. Поскольку в реакторе малой мощности кассета достигает максимально возможной глубины выгорания, то из реактора большой мощности возможна выгрузка некоторого количества недогоревших кассет. Иными словами, в реакторе большой мощности можно перегружать более  $1/3$  кассет и тем самым увеличить время работы между перегрузками. Экономические выгоды такого комбинированного использования топлива более подробно рассматриваются в § 12.4.

## § 7.2. Расчет нейтронно-физических характеристик реактора

Как отмечалось выше, выбор загрузок топлива осуществляется с помощью специальных расчетных программ. При проектировании ВВЭР и прогнозировании их характеристик в процессе эксплуатации применяются следующие основные программы\*:

1) УНИРАСОС (или POP) — четырехгрупповая программа для расчета нейтронно-физических свойств слабообогатенных урановых топливных решеток и изменения этих свойств при выгорании горючего [24, 54];

2) БИПР — одногрупповая диффузионная программа для расчета трехмерного реактора в целом [45];

3) РАГУ — одномерная четырехгрупповая диффузионная программа для расчета плотности потока нейтронов на внешней границе активной зоны с отражателем и на поверхностях поглотителей кассет СУЗ;

\* Упомянутые здесь программы составлены сотрудниками Института атомной энергии им. И. В. Курчатова А. Н. Новиковым, В. Д. Сидоренко, Д. М. Петруниным, Е. Д. Беляевой, В. С. Ионым, Д. Ф. Стрелковым, Г. А. Богачевым, В. Ф. Осташенко, Е. В. Виноходовым, В. Д. Борисовым, А. И. Беляевым и др.

4) КР — одногрупповая программа, использующая теорию возмущения для расчета коэффициентов реактивности реактора, времени жизни мгновенных нейтронов, эффективной доли запаздывающих нейтронов и постоянной времени запаздывающих нейтронов (программа работает только совместно с программой БИПР) [25];

5) TWEL — программа для расчета температурного поля, запаса до плавления топлива и давления газообразных продуктов деления в твэлах реакторов ВВЭР [55];

6) ГДХ — программа для расчета гидродинамических характеристик кассет;

7) РАСХОД — программа для анализа аварийных ситуаций реактора при частичном снижении расхода теплоносителя;

8) П-002 — программа для решения уравнений кинетики реактора с учетом автоматического регулирования.

Находят применение также другие программы по некоторым конкретным вопросам работы ВВЭР.

Для расчета распределения полей энерговыделения внутри кассет применяют следующие программы (см. подробнее § 7.3):

1) ШЕСТИГРАННИК (или его разновидность — ТРЕУГОЛЬНИК) — двухгрупповая диффузионная программа для расчета распределения энерговыделений по отдельным твэлам шестигранных кассет [46];

2) МИКРО — программа для упрощенной оценки удельных тепловых нагрузок отдельных твэлов в кассете (по результатам расчетов по программам БИПР и ШЕСТИГРАННИК).

Одновременное совместное использование нескольких программ позволило создать методику физического расчета активной зоны и методику теплогидравлического и динамического расчета реакторной установки.

Рассмотрим идеологию некоторых из перечисленных выше программ, применяемых при выборе картограмм загрузок активных зон ВВЭР.

**Программа УНИРАСОС (РОР).** В отечественной практике проектирования ВВЭР и расчета очередных перегрузок топлива широко используется четырехгрупповая программа РОР, позволяющая определять нейтронно-физические свойства и выгорание однородных слабообогащенных топливных решеток ВВЭР [54]. Программа РОР позволяет обсчитывать решетки с местными неоднородностями, когда небольшая часть топливных стержней заменена поглощающими элементами (ПЭЛ) или когда в чехлах кассет содержится бор. Имеется возможность косвенно учесть влияние борной кислоты, растворенной в теплоносителе первого контура. В настоящее время эта программа дополняется значительно усовершенствованной программой УНИРАСОС.

Программа УНИРАСОС (универсальный расчет состояний) позволяет с помощью ЭВМ рассчитывать малогрупповые константы и их изменение в процессе выгорания топлива для однородной топливной решетки (допускается присутствие небольшого числа

ПЭЛ), составленной из одинаковых кассет, ячеек или твэлов, т. е. для гомогенизированной решетки данного состава и геометрии. Программа дает возможность просчитать серию отдельных состояний решетки, получить и хранить (на магнитной ленте или на перфокартах) зависимости нейтронно-физических констант решетки от температуры замедлителя и топлива, плотности замедлителя, мощности и других параметров. Замедлитель может быть в виде смеси  $H_2O$  и  $D_2O$  и может содержать раствор борной кислоты. Топливом служит произвольная по составу смесь изотопов от  $^{231}Pa$  до  $^{244}Cm$ , в которой могут находиться и неделящиеся элементы. В составе материала покрытия твэлов и ПЭЛ, чехлов кассеты, стержней ПЭЛ могут присутствовать кроме  $^{10}B$  еще 16 выгорающих изотопов, в том числе и с сильными изолированными резонансами.

Основой программы УНИРАСОС, как и РОР, служит четырехгрупповое разбиение спектра нейтронов (см. § 2.3). Верхние три группы при соответствующем подходе объединяются в одну группу эпитепловых (надтепловых) нейтронов. Внутри первой группы находится практически весь спектр деления. Заметная доля делений происходит на  $^{238}U$ . Нижняя граница группы соответствует обращению в нуль сечения деления  $^{238}U$ . Спектр нейтронов внутри второй группы близок к спектру Ферми, резонансный захват слаб. В третьей группе почти целиком сосредоточены резонансы тяжелых изотопов:  $^{232}Th$ ,  $^{233}U$ ,  $^{235}U$ ,  $^{238}U$ ,  $^{239}Pu$ ,  $^{240}Pu$ ,  $^{241}Pu$ ,  $^{242}Pu$ . В четвертой (тепловой) группе происходит большая часть делений. При описании процессов в этой группе учитывается тепловое движение ядер среды (приближение тяжелого газового замедлителя).

Внутри указанных энергетических групп эффективные групповые константы практически постоянны для всех разумных вариаций свойств среды. В гомогенизированной среде заданного состава групповые константы выражаются через эффективные микроскопические сечения, рассчитанные в  $P_1$ -приближении. Гомогенизация эквивалентной ячейки производится для каждой из четырех групп.

Особенность ВВЭР состоит в распределении топлива данного обогащения по кассетам, размеры которых достаточно велики в сравнении с характерными длинами пробега нейтронов. Даже в горячем состоянии длина диффузии тепловых нейтронов такова ( $L \approx 3$  см), что размеры кассет составляют 4—5  $L$ . Кроме того, размеры кассет много больше длины замедления. Поэтому каждую кассету можно считать изолированной как по тепловым, так и по эпитепловым нейтронам. При небольших обогащениях спектр эпитепловых нейтронов слабо зависит от обогащения, его принимают одинаковым во всех кассетах. Во всех практически встречающихся вариантах геометрии и состава решеток площадь миграции  $M^2$  даже в горячем состоянии порядка 60—80  $см^2$ , т. е.  $M \approx \sqrt{8 \div 9}$  см. Поскольку размеры кассет составляют 2—3  $M$ , для учета угловой зависимости плотности потока нейтронов достаточно ограничиться  $P_1$ -приближением.

При всех отмеченных особенностях топливной решетки можно считать, что в большей части кассеты справедливо приближение, при котором пространственное распределение плотности потока нейтронов одинаково для всех энергетических групп. Длина твэлов ВВЭР во много раз больше их диаметра, поэтому условия диффузии нейтронов вдоль оси стержней и перпендикулярно им различны. В программе УНИРАСОС решается следующая система уравнений с учетом анизотропии диффузии нейтронов:

$$D_{zi} B_z^2 \varphi_i + D_{Ri} B_R^2 \varphi_i + (\Sigma_i^a + \Sigma_i^{yb}) \varphi_i = \frac{\chi_i}{k_{эф}} \left( \sum_{j=1}^4 \nu_j \Sigma_j^f \varphi_j \right) + \Sigma_{i-1}^{yb} \varphi_{i-1}; \quad i=1, 2, 3, 4, \quad (7.16)$$

где  $D_{zi}$ ,  $D_{Ri}$  — коэффициент диффузии вдоль и поперек оси твэла (по группам);  $B_z^2$ ,  $B_R^2$  — геометрический параметр вдоль и поперек оси твэла;  $\varphi_i$  — групповая плотность потока нейтронов;  $\Sigma_i^a$  — макроскопическое сечение поглощения для каждой группы нейтронов;  $\Sigma_i^{yb}$  — макроскопическое сечение увода нейтронов из данной группы в следующую;  $\Sigma_i^f$  — макроскопическое сечение деления по группам;  $\nu_j$  — число нейтронов, рождающихся в одном акте деления;  $\chi_i$  — доля нейтронов деления, приходящихся на данную группу;  $k_{эф}$  — эффективный коэффициент размножения решетки;  $i$  ( $j$ ) — индекс группы нейтронов.

Решая эту систему при заданных значениях  $B_z^2$  и  $B_R^2$ , можно определить  $k_{эф}$ , и наоборот, если принять  $k_{эф} = 1$ , то можно определить геометрический параметр в критическом состоянии. Система уравнений (7.16) позволяет определить нейтронно-физические характеристики топливной решетки также в одно- и двухгрупповом приближении. Учет гетерогенных эффектов осуществляется при гомогенизации эквивалентной ячейки.

В программе УНИРАСОС применен ряд новшеств по сравнению с программой РОР, позволяющих более точно учитывать ряд эффектов и расширяющих возможности программы.

Ниже приводится перечень учитываемых продуктов деления в том порядке, какой принят в стандартном варианте программы УНИРАСОС:

1—4. $^{82}\text{Kr}$ — $^{85}\text{Kr}$	21—22. $^{97}\text{Mo}$ — $^{98}\text{Mo}$
5. $^{85}\text{Rb}$	23. $^{99}\text{Tc}$
6—7. $^{86}\text{Sr}$ — $^{87}\text{Sr}$	24. $^{100}\text{Ru}$
8. $^{86}\text{Kr}$	25. $^{100}\text{Mo}$
9. $^{87}\text{Rb}$	26—27. $^{101}\text{Ru}$ — $^{102}\text{Ru}$
10. $^{88}\text{Sr}$	28. $^{103}\text{Rh}$
11. $^{89}\text{Y}$	29. $^{104}\text{Pd}$
12. $^{90}\text{Zr}$	30. $^{104}\text{Ru}$
13. $^{90}\text{Sr}$	31—32. $^{105}\text{Pd}$ — $^{10}\text{Pd}$
14—17. $^{91}\text{Zr}$ — $^{94}\text{Zr}$	33. $^{106}\text{Ru}$
18—19. $^{95}\text{Mo}$ — $^{96}\text{Mo}$	34—35. $^{107}\text{Pd}$ — $^{108}\text{Pd}$
20. $^{96}\text{Zr}$	36. $^{109}\text{Ag}$

37—40. $^{110}\text{Cd}$ — $^{114}\text{Cd}$	66. $^{137}\text{Cs}$
41. $^{115}\text{Zn}$	67. $^{138}\text{Ba}$
42—43. $^{116}\text{Sn}$ — $^{117}\text{Sn}$	68. $^{139}\text{La}$
44—46. $^{123}\text{Te}$ — $^{125}\text{Te}$	69. $^{140}\text{Ce}$
47. $^{124}\text{Sn}$	70. $^{141}\text{Pr}$
48. $^{126}\text{Sb}$	71. $^{142}\text{Nd}$
49. $^{126}\text{Te}$	72. $^{142}\text{Ce}$
50. $^{127}\text{I}$	73—76. $^{143}\text{Nd}$ — $^{146}\text{Nd}$
51—52. $^{128}\text{Xe}$ — $^{129}\text{Xe}$	77. $^{147}\text{Pm}$
53. $^{128}\text{Te}$	78. $^{148}\text{Sm}$
54. $^{129}\text{I}$	79. $^{148}\text{Nd}$
55. $^{130}\text{Xe}$	80—81. $^{149}\text{Sm}$ — $^{150}\text{Sm}$
56. $^{130}\text{Te}$	82. $^{150}\text{Nd}$
57—58. $^{131}\text{Xe}$ — $^{132}\text{Xe}$	83—84. $^{151}\text{Sm}$ — $^{152}\text{Sm}$
59—60. $^{133}\text{Cs}$ — $^{134}\text{Cs}$	85—86. $^{153}\text{Eu}$ — $^{154}\text{Eu}$
61. $^{134}\text{Xe}$	87. $^{154}\text{Sm}$
62. $^{135}\text{Cs}$	88. $^{155}\text{Eu}$
63—64. $^{136}\text{Ba}$ — $^{137}\text{Ba}$	89—90. $^{156}\text{Cd}$ — $^{157}\text{Cd}$
65. $^{136}\text{Xe}$	91. $^{159}\text{Tb}$
	92—95. $^{160}\text{Dy}$ — $^{163}\text{Dy}$

**Программа БИПР.** Эта программа — основная при трехмерном расчете активной зоны ВВЭР. БИПР позволяет определять запасы и коэффициенты реактивности активной зоны, выполнять расчеты интегральных и дифференциальных эффективностей органов регулирования, определять критические положения органов регулирования и критические значения концентрации бора в теплоносителе, получать трехмерное распределение полей энерговыделения в активной зоне, рассчитывать выгорание топлива в активной зоне, переходные процессы на  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$ .

В программе БИПР активная зона реактора в плане представляется несколькими симметричными секторами, в каждом из которых размещение кассет с одинаковыми расчетными нейтронно-физическими свойствами и с одним и тем же расчетным номером  $n$  симметрично повторяется ( $1 \leq n \leq 117$  при трех секторах симметрии для ВВЭР-440).

Программа позволяет рассчитывать сектора симметрии с углами 30, 60, 120 и 360°. Благодаря наличию симметрии расчеты выполняются только для одного сектора, что существенно упрощает и ускоряет обсчет картограмм загрузок. При этом точно соблюдаются условия «сшивки» плотностей нейтронных потоков на внутренних границах секторов симметрии, т. е. результаты расчетов справедливы для всей активной зоны.

Для математического описания физических процессов реальная активная зона, в которой кассеты размещены в плане по треугольной сетке, представляется математической моделью, где непрерывное изменение свойств в объеме активной зоны заменяется дискретным, по узлам, в которых сосредоточены все физические свойства, усредненные по сечению кассет. По высоте кассет берется  $m$  сечений (узлов,  $1 \leq m \leq 10$ ), и, таким образом, активная зона представляется в виде пространственной сетки. В каждом узле сетки с координатами ( $n$ ,  $m$ ) определяется ряд характеристик, меняющихся

со временем при выгорании: размножающие свойства ( $k_{\infty}$ ), зависящие от сорта топлива, местные мощностные эффекты, эффекты отравления самарием и ксеноном, глубина выгорания топлива, поле плотностей потоков нейтронов, поле энерговыделений и т. д.

Рабочие кассеты представляются неподвижной пространственной сеткой узлов. Реальная решетка кассет СУЗ представляется подвижной пространственной сеткой узлов. Движение органов регулирования принято дискретным с шагом перемещения  $\Delta h_{СУЗ}$ , равным расстоянию между узлами по высоте. В процессе расчетов одного состояния узлы подвижной и неподвижной сеток всегда совпадают. В отличие от узлов неподвижной сетки, узлы подвижной сетки могут иметь свойства либо поглотителей, либо топлива, в зависимости от степени извлечения кассеты СУЗ из активной зоны.

Моделирование процесса регулирования мощности жидким поглотителем также принято дискретным ( $\Delta c_B$ ).

Исходные предпосылки программы БИПР заключаются в следующем.

1. Распределение плотности потока нейтронов по неоднородной активной зоне находится из решения одногруппового уравнения:

$$\Delta \varphi(\mathbf{r}) + \kappa^2(\mathbf{r}, \lambda) \varphi(\mathbf{r}) = 0. \quad (7.17)$$

(Переход к дискретности осуществляется заменой радиуса-вектора  $\mathbf{r}$  рассматриваемого узла сетки его координатами  $n, m$ .) Это уравнение может быть приведено к уравнению Пуассона или к диффузионному уравнению (в зависимости от постановки задачи). Оно решается итерационным способом по конечно-разностной схеме в девятиточечной пространственной сетке вокруг каждого узла.

На внешних границах активной зоны и на поверхностях кассет СУЗ задаются граничные условия:

$$\frac{1}{\varphi} \frac{d\varphi}{dl} = \frac{1}{d_{эф}}, \quad (7.18)$$

где  $d_{эф}$  — обратное значение эффективной логарифмической производной плотности потока нейтронов, взятой по нормали к наружной границе рассматриваемой области;  $l$  — направление нормали.

2. Значения  $k_{\infty}$  и  $M^2$  вычисляются по программе УНИРАСОС (или РОР) по формулам

$$k_{\infty} = \frac{\int v \Sigma^f(E) f(E, B_0^2) dE}{\int \Sigma^a(E) f(E, B_0^2) dE}; \quad (7.19)$$

$$M^2 = \frac{\int D(E) f(E, B_0^2) dE}{\int \Sigma^a(E) f(E, B_0^2) dE}. \quad (7.20)$$

3. Принято (и это подтверждается экспериментально), что все кассеты в реакторе однородны по замедляющим свойствам, резо-

нансному захвату и размножению на  $^{238}\text{U}$ ;  $M^2 \approx \tau$  и постоянна по зоне.

4. Материальный параметр

$$\kappa^2(\mathbf{r}, k_{эф}) = \left( \frac{k_{\infty}(\mathbf{r})}{k_{эф}} - 1 \right) / M^2, \quad (7.21)$$

где  $M^2$  — значение квадрата длины миграции, усредненное по активной зоне;  $k_{\infty}(\mathbf{r})$  — коэффициент размножения бесконечной решетки с топливом данного сорта  $E$ ;  $k_{эф}$  — эффективный коэффициент размножения.

5. Коэффициент размножения  $k_{\infty}(\mathbf{r})$  в узлах имеет свое определенное значение, зависящее от: а) обогащения топлива (сорта  $E$ ) в кассете; б) глубины выгорания топлива в данной точке  $\rho_{шл}$ ; в) плотности  $\gamma$  и температуры замедлителя-теплоносителя  $t$ ; г) концентрации бора в теплоносителе  $c_B$ ; д) мощности кассеты  $\psi$ ; е) отравления  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$ , соответственно  $\rho_{Xe}$ ,  $\rho_{Sm}$ .

Таким образом,  $k_{\infty}(\mathbf{r})$  есть сложная функция многих переменных:

$$k_{\infty}(\mathbf{r}) = k_{\infty}(n, m) = [1 + \Delta k_{0(E)} - \Delta k_{шл(n, m)} - \Delta k_{Sm(n, m)} - \Delta k_{\psi(n, m)}] \Pi_B \Pi_{\Delta t} \Pi_{Xe}. \quad (7.22)$$

Здесь  $\Delta k_{0(E)} = k_{\infty(0, E)} - 1$  — избыточный коэффициент размножения свежей, неотравленной топливной решетки сорта  $E$  без мощности;  $\Delta k_{шл(n, m)}$  — эффект шлакования;  $\Delta k_{Sm(n, m)}$  — эффект отравления  $^{149}\text{Sm}$ ;  $\Delta k_{\psi(n, m)}$  — мощностной эффект;  $\Pi_{Xe}$  — эффект отравления  $^{135}\text{Xe}$ ;  $\Pi_{\Delta t}$  — температурный эффект;  $\Pi_B$  — эффект отравления  $^{10}\text{B}$ , растворенным в теплоносителе-замедлителе.

Плотность потока нейтронов  $\varphi(\mathbf{r})$  зависит от тех же параметров, что и  $k_{\infty}(\mathbf{r})$ :

$$\varphi = \varphi(n, m, E, \rho_{шл}, \rho_{Sm}, \rho_{Xe}, \Delta t, c_B).$$

6. В программе БИПР принято с известным приближением следующее определение относительного энерговыделения:

$$\psi(\mathbf{r}) = \psi(n, m) = k_{\infty}(\mathbf{r}) \varphi(\mathbf{r}) = k_{\infty}(n, m) \varphi(n, m). \quad (7.23)$$

7. Принимается, что образование шлаков пропорционально энерговыделению на отрезке времени, когда характеристики реактора практически постоянны:

$$\Delta \rho_{шл}(T) = k_{шл} \int_{T_1}^{T_2} \psi dT. \quad (7.24)$$

Здесь  $k_{шл} = (0,40 \div 0,45) 10^{-3}$  кг шл · л/(т · квт · сутки) — коэффициент перевода.

8. Учитывается нестационарное отравление ксеноном и самарием.

со временем при выгорании: размножающие свойства ( $k_{\infty}$ ), зависящие от сорта топлива, местные мощностные эффекты, эффекты отравления самарием и ксеноном, глубина выгорания топлива, поле плотностей потоков нейтронов, поле энерговыделений и т. д.

Рабочие кассеты представляются неподвижной пространственной сеткой узлов. Реальная решетка кассет СУЗ представляется подвижной пространственной сеткой узлов. Движение органов регулирования принято дискретным с шагом перемещения  $\Delta h_{СУЗ}$ , равным расстоянию между узлами по высоте. В процессе расчетов одного состояния узлы подвижной и неподвижной сеток всегда совпадают. В отличие от узлов неподвижной сетки, узлы подвижной сетки могут иметь свойства либо поглотителей, либо топлива, в зависимости от степени извлечения кассеты СУЗ из активной зоны.

Моделирование процесса регулирования мощности жидким поглотителем также принято дискретным ( $\Delta c_B$ ).

Исходные предпосылки программы БИПР заключаются в следующем.

1. Распределение плотности потока нейтронов по неоднородной активной зоне находится из решения одногруппового уравнения:

$$\Delta \varphi(\mathbf{r}) + \kappa^2(\mathbf{r}, \lambda) \varphi(\mathbf{r}) = 0. \quad (7.17)$$

(Переход к дискретности осуществляется заменой радиуса-вектора  $\mathbf{r}$  рассматриваемого узла сетки его координатами  $n, m$ .) Это уравнение может быть приведено к уравнению Пуассона или к диффузионному уравнению (в зависимости от постановки задачи). Оно решается итерационным способом по конечно-разностной схеме в девятиточечной пространственной сетке вокруг каждого узла.

На внешних границах активной зоны и на поверхностях кассет СУЗ задаются граничные условия:

$$\frac{1}{\varphi} \frac{d\varphi}{dl} = \frac{1}{d_{эф}}, \quad (7.18)$$

где  $d_{эф}$  — обратное значение эффективной логарифмической производной плотности потока нейтронов, взятой по нормали к наружной границе рассматриваемой области;  $l$  — направление нормали.

2. Значения  $k_{\infty}$  и  $M^2$  вычисляются по программе УНИРАСОС (или РОР) по формулам

$$k_{\infty} = \frac{\int v \Sigma^f(E) f(E, B_0^*) dE}{\int \Sigma^a(E) f(E, B_0^*) dE}; \quad (7.19)$$

$$M^2 = \frac{\int D(E) f(E, B_0^*) dE}{\int \Sigma^a(E) f(E, B_0^*) dE}. \quad (7.20)$$

3. Принято (и это подтверждается экспериментально), что все кассеты в реакторе однородны по замедляющим свойствам, резо-

нансному захвату и размножению на  $^{238}\text{U}$ ;  $M^2 \approx \tau$  и постоянна по зоне.

4. Материальный параметр

$$\kappa^2(\mathbf{r}, k_{эф}) = \left( \frac{k_{\infty}(\mathbf{r})}{k_{эф}} - 1 \right) / M^2, \quad (7.21)$$

где  $M^2$  — значение квадрата длины миграции, усредненное по активной зоне;  $k_{\infty}(\mathbf{r})$  — коэффициент размножения бесконечной решетки с топливом данного сорта  $E$ ;  $k_{эф}$  — эффективный коэффициент размножения.

5. Коэффициент размножения  $k_{\infty}(\mathbf{r})$  в узлах имеет свое определенное значение, зависящее от: а) обогащения топлива (сорта  $E$ ) в кассете; б) глубины выгорания топлива в данной точке  $\rho_{шл}$ ; в) плотности  $\gamma$  и температуры замедлителя-теплоносителя  $t$ ; г) концентрации бора в теплоносителе  $c_B$ ; д) мощности кассеты  $\psi$ ; е) отравления  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$ , соответственно  $\rho_{Xe}$ ,  $\rho_{Sm}$ .

Таким образом,  $k_{\infty}(\mathbf{r})$  есть сложная функция многих переменных:

$$k_{\infty}(\mathbf{r}) = k_{\infty}(n, m) = [1 + \Delta k_{0(E)} - \Delta k_{шл(n, m)} - \Delta k_{Sm(n, m)} - \Delta k_{\psi(n, m)}] \Pi_B \Pi_{\Delta t} \Pi_{Xe}. \quad (7.22)$$

Здесь  $\Delta k_{0(E)} = k_{\infty(0, E)} - 1$  — избыточный коэффициент размножения свежей, неотравленной топливной решетки сорта  $E$  без мощности;  $\Delta k_{шл(n, m)}$  — эффект шлакования;  $\Delta k_{Sm(n, m)}$  — эффект отравления  $^{149}\text{Sm}$ ;  $\Delta k_{\psi(n, m)}$  — мощностной эффект;  $\Pi_{Xe}$  — эффект отравления  $^{135}\text{Xe}$ ;  $\Pi_{\Delta t}$  — температурный эффект;  $\Pi_B$  — эффект отравления  $^{10}\text{B}$ , растворенным в теплоносителе-замедлителе.

Плотность потока нейтронов  $\varphi(\mathbf{r})$  зависит от тех же параметров, что и  $k_{\infty}(\mathbf{r})$ :

$$\varphi = \varphi(n, m, E, \rho_{шл}, \rho_{Sm}, \rho_{Xe}, \Delta t, c_B).$$

6. В программе БИПР принято с известным приближением следующее определение относительного энерговыделения:

$$\psi(\mathbf{r}) = \psi(n, m) = k_{\infty}(\mathbf{r}) \varphi(\mathbf{r}) = k_{\infty}(n, m) \varphi(n, m). \quad (7.23)$$

7. Принимается, что образование шлаков пропорционально энерговыделению на отрезке времени, когда характеристики реактора практически постоянны:

$$\Delta \rho_{шл}(T) = k_{шл} \int_{T_1}^{T_2} \psi dT. \quad (7.24)$$

Здесь  $k_{шл} = (0,40 \div 0,45) 10^{-3}$  кг шл · л/(м · квт · сутки) — коэффициент перевода.

8. Учитывается нестационарное отравление ксеноном и самарием.



Специальный блок управления осуществляет имитацию регулирования реактора при движении кассет СУЗ, что сказывается на изменении кривизны поля нейтронов  $\varphi(r)$ , при изменении концентрации борной кислоты, учитываемого в величине материального параметра  $\kappa^2$ , и при совместном использовании обоих способов регулирования.

Программа БИПР в процессе счета выдает следующую информацию: 1) входные характеристики активной зоны в целом, а также по типам рабочих кассет и органов СУЗ; 2) текущий момент времени  $T$ , эф. сутки; 3) среднее содержание шлаков в активной зоне  $\bar{\rho}_{шл}$ , кг шл./м<sup>3</sup> У; 4)  $k_{эф}$  активной зоны; 5) коэффициент неравномерности объемного энерговыделения  $k_V^{макс} = (\psi_{m,n})_{макс} / \bar{\psi}$ ; 6) номер расчетного узла с  $k_q^{макс}$ ; 7) коэффициент неравномерности энерговыделения по кассетам  $k_q^{макс} = (\int_0^H \psi dz)_{макс} / \int_0^H \bar{\psi} dz$ ;

8) номер кассеты с  $k_q^{макс}$ ; 9) концентрацию бора  $c_B$ , гВ/кг Н<sub>2</sub>О; 10) высоту извлечения рабочей группы кассет СУЗ, см; 11) номер кассеты в рабочей группе СУЗ; 12) реактивность в данном состоянии  $\rho = 1 - 1/k_{эф}$ ; 13) среднее содержание шлаков  $\bar{\rho}_n$ , энерговыделения  $\bar{k}_{qn}$  и подогрева  $\Delta t_n$  по кассетам; 14) распределение содержания шлаков  $\rho_{m,n}$ , плотности потоков нейтронов  $\varphi_{m,n}$ , энерговыделения  $\psi_{m,n}$  по всему объему активной зоны; 15) сетку концентраций шлаков по всем кассетам в десяти точках по высоте; 16) сетку концентраций <sup>149</sup>Sm по всем кассетам в десяти точках по высоте; 17) сетку концентраций <sup>149</sup>Pm по всем кассетам в десяти точках по высоте.

Программа БИПР, несмотря на простоту заложенной в нее математической модели, позволяет с приемлемой для практики точностью имитировать работу реактора во времени и получать необходимые характеристики процесса выгорания топлива в активной зоне.

**Программа РАГУ.** Программа позволяет в малогрупповом (до четырех групп) диффузионном приближении или  $P_1$ -приближении определять: 1) эффективный коэффициент размножения многозонной (до десяти зон) среды; 2) плотность потока нейтронов в функции от координаты  $r$ ; 3) логарифмическую производную от плотности потока нейтронов на граничной поверхности поглотителя СУЗ с окружающей топливной частью зоны или активной зоны с отражателем.

Для выполнения расчетов по поглотителям СУЗ осуществляется переход от реальной шестигранной геометрии к эквивалентной цилиндрической ячейке. Находятся  $k_{эф}$ ,  $B^2$ ,  $d_{лог}$ , после чего производится обратный переход к реальной геометрии и выдается одногрупповое эффективное обратное значение логарифмической производной  $d_{эф}$ , пригодное для использования в программе БИПР.

При определении эффективной логарифмической производной для границы с отражателем выполняются аналогичные операции, но при этом всю активную зону представляют в виде одной эквивалентной ячейки.

Исходной системой уравнений в программе служит следующая:

$$\left. \begin{aligned} \frac{1}{r^\alpha} \frac{d}{dr} (r^\alpha \varphi_1^j) + \Sigma_0^j \varphi_0^j &= f_0^{*j} + S_0^j; \\ \frac{1}{3} \frac{d\varphi_0^j}{dr} + \Sigma_1^j \varphi_1^j &= f_1^{*j} + S_1^j \end{aligned} \right\} \quad (7.25)$$

с граничными условиями для активной зоны

$$\nabla \varphi_0^j |_{r=0} = 0; \quad \varphi_0^j |_{r=R} = 0 \quad (7.26)$$

и для ячейки поглотителя

$$\nabla \varphi_0^j |_{r=0} = 0; \quad \nabla \varphi_0^j |_{r=R} = 0 \quad (7.27)$$

и условиями сшивки на границах зон:

$$\varphi_i^j = \varphi_{i+1}^j; \quad D_i^j \nabla \varphi_i^j = D_{i+1}^j \nabla \varphi_{i+1}^j. \quad (7.28)$$

Здесь  $i$  — индекс зоны;  $j$  — номер группы нейтронов;  $\alpha$  — параметр геометрии (плоскость, цилиндр, сфера);  $r$  — обобщенная координата;  $R$  — размер ячейки поглотителя или активной зоны;  $\varphi$  — плотность потока нейтронов;

$$\Sigma_0^j = \Sigma_a^j + \Sigma_{0\text{ув}}^{j \rightarrow j+1}; \quad \Sigma_1^j = \Sigma_{tr}^j + \Sigma_{1\text{ув}}^{j \rightarrow j+1};$$

$S_0^j$  и  $S_1^j$  — изотропный и анизотропный источники нейтронов;

$$\left. \begin{aligned} f_0^{*j} &= \frac{\kappa^j}{k_{эф}} Q + \Sigma_{0\text{ув}}^{j-1 \rightarrow j} \varphi_0^{j-1}; \\ f_1^{*j} &= \Sigma_{1\text{ув}}^{j-1 \rightarrow j} \varphi_1^{j-1}; \quad Q = \sum_j (v \Sigma_f)^j \varphi_0^j \end{aligned} \right\} \quad (7.29)$$

(обозначения соответствуют применяемым ранее).

Исходные константы для топлива находятся по программе УНИРАСОС (или POP), для других материалов — по программе РАГУ. Программа РАГУ проверена на значительном экспериментальном материале и показала свою принципиальную применимость.

**Программа КР.** Входные константы для этой программы рассчитываются по программам УНИРАСОС (или POP) и РАГУ. Из программы БИПР, совместно с которой работает программа КР, берутся необходимые данные по трехмерному распределению плотности одногруппового потока нейтронов в объеме зоны.

Выражение для коэффициента реактивности представляется в виде

$$\frac{d\rho}{dx} = \left[ \frac{1}{k_{эф}} \int_V \frac{d\kappa^2}{dx} \varphi^2 dV + \frac{1}{\bar{M}^2} \frac{d\bar{M}^2}{dx} \left( 1 - \frac{1}{k_{эф}} \right) \int_V \varphi^2 dV + \int_S \frac{1}{d_{эф}^2} \frac{d(d_{эф})}{dx} \varphi^2 dS \right] \left[ \left( \frac{1}{\bar{M}^2} \int_V k_{\infty} \varphi^2 dV \right)^{-1} \right], \quad (7.30)$$

где  $\kappa^2$  — материальный параметр однородной решетки;  $\bar{M}^2$  — средняя (не зависящая от координат) площадь миграции нейтронов;  $d_{эф}$  — эффективное обратное значение логарифмической производной (для одногруппового потока);  $x$  — параметр, по которому определяется изменение коэффициента реактивности (изменение плотности теплоносителя, температуры теплоносителя без изменения плотности, средней температуры топлива, температуры теплоносителя, включая изменение плотности и изменение мощности реактора).

Другие характеристики, рассчитываемые по программе КР, их выражение через определенные параметры реактора, расчет и представление в конечном виде даны в работе [25].

### § 7.3. Расчет распределения энерговыделения в топливных сборках

При определении энерговыделения в максимально нагруженных твэлах кассет активной зоны необходимо кроме коэффициентов неравномерности по радиусу активной зоны  $k_q$  и высоте  $k_z$  знать коэффициент неравномерности энерговыделения внутри (в плане) кассеты  $k_k$ . Неравномерность энерговыделения по твэлам внутри кассет обусловлена наличием водяного зазора между кассетами, наличием в кассетах заполненной водой центральной трубки и влиянием соседних кассет, имеющих иное обогащение или выгорание. Влияние водяного зазора сводится к тому, что плотности потока тепловых нейтронов и энергонапряженности в периферийных твэлах кассет оказываются выше, чем в основной массе твэлов кассеты (рис. 7.3). Особенно высока энергонапряженность твэлов в кассетах, расположенных на границе активной зоны, поскольку они одной или несколькими гранями обращены к воде. Так, кассеты с расчетными номерами 10, 40, 83, 103, 111, 107 граничат с водой одной гранью (см. рис. 7.1), кассеты с расчетными номерами 30, 62, 73, 94, 106, 112, 115, 116 — двумя гранями и т. д.

Для снижения энергонапряженности твэлов периферийных кассет в корзинах активных зон реакторов установлены в качестве поглотителей нейтронов листы из нержавеющей стали (так называемые вытеснители граненых поясов), к которым примыкают периферийные кассеты. При отсутствии граненых поясов тепловая мощность реакторов в значительной степени ограничивается допустимой энергонапряженностью твэлов в периферийных кассетах (см. также гл. 5).

Для расчета распределения плотности потока нейтронов и энерговыделения по твэлам созданы (см. § 7.2) программы ШЕСТИГРАН-

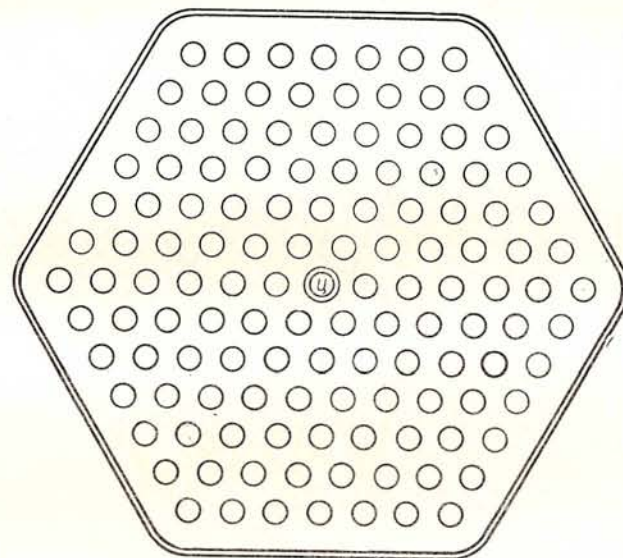


Рис. 7.3. Расположение твэлов в кассете ВВЭР-440 (Ц — центральная трубка)

НИК и МИКРО. В программе ШЕСТИГРАННИК распределение поля нейтронов рассчитывают в диффузионном приближении методом сеток. На внешней границе расчетной области задаются граничные условия. Эта область может, например, включать одну кассету с половинами окружающих ее кассет. Программа МИКРО служит дополнением к программе ШЕСТИГРАННИК и учитывает влияние замедляющихся нейтронов на неравномерность энерговыделения по твэлам кассеты.

Линейная нагрузка на твэлы с максимальным энерговыделением может быть определена по формуле

$$q_l = \bar{q}_l k_q k_k^{\text{макс}}, \quad (7.31)$$

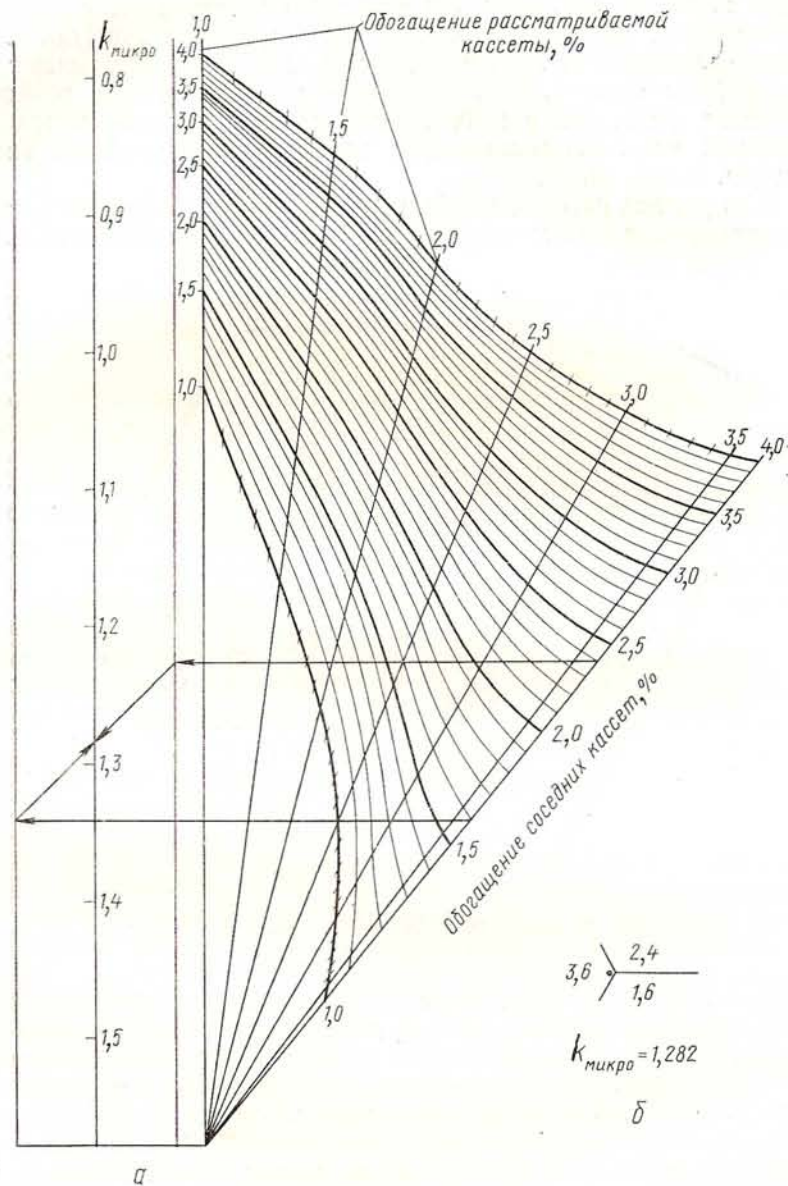


Рис. 7.4. Номограмма для определения коэффициентов микронеровности  $k_{\text{микро}}$  в угловых твэлах (а) и пример определения  $k_{\text{микро}}$  для углового твэла в кассете с обогащением 3,6% (б)

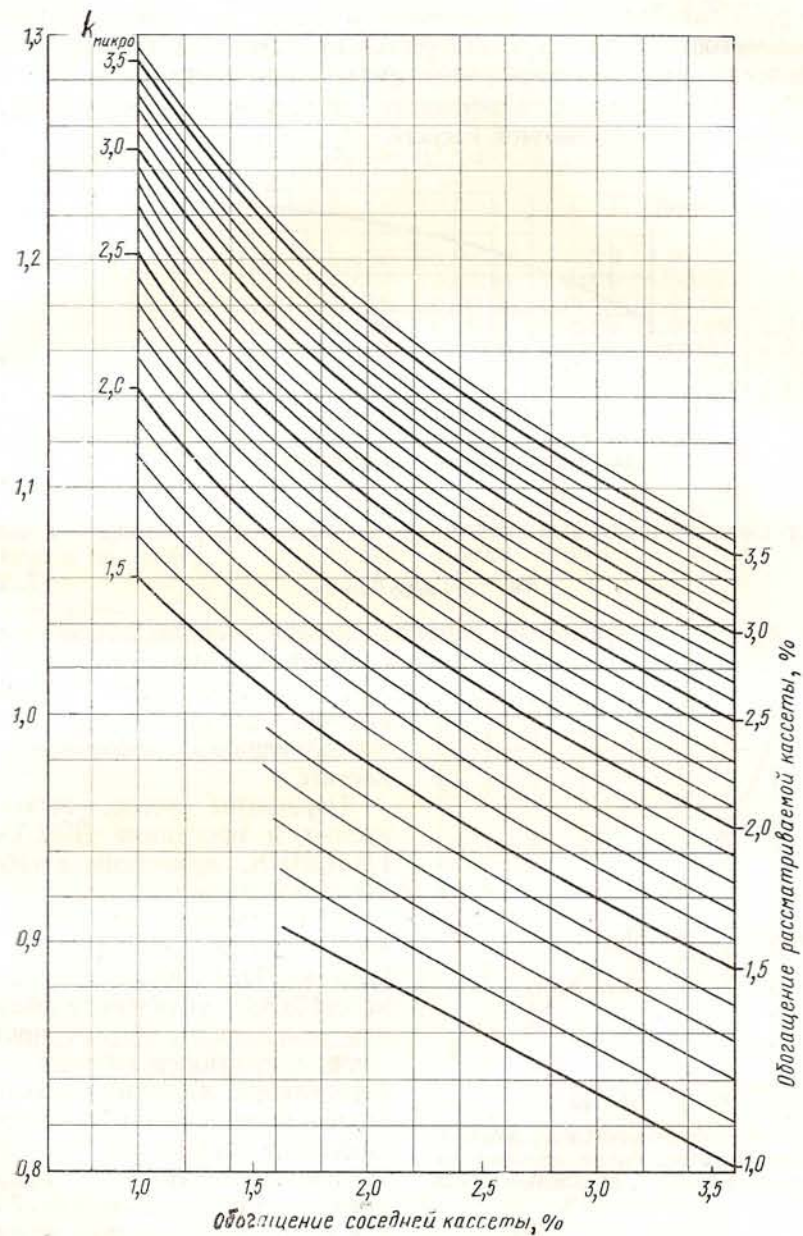


Рис. 7.5. Номограмма для определения коэффициентов микронеровности  $k_{\text{микро}}$  в твэлах, размещенных в середине периферийного ряда элементов

где  $q_l$  — линейное энерговыделение в твэле;  $\bar{q}_l$  — среднее линейное энерговыделение;  $k_q$  — коэффициент неравномерности энерговыделения по радиусу активной зоны в рассматриваемой кассете;  $k_k^{\text{макс}}$  — максимальный коэффициент неравномерности энерговыделения в рассматриваемой кассете.

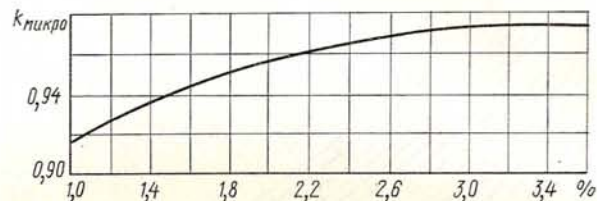


Рис. 7.6. Зависимость коэффициента микронеравномерности  $k_{\text{микро}}$ , %, от обогащения топлива для твэлов, граничащих с центральной трубкой

В свою очередь, выражение для  $k_k$  может быть записано в виде

$$k_k = k_{\text{микро}} k_{\text{макро}}, \quad (7.32)$$

где  $k_{\text{микро}}$  — коэффициент неравномерности энерговыделения при постоянном поле замедляющихся нейтронов внутри кассеты;

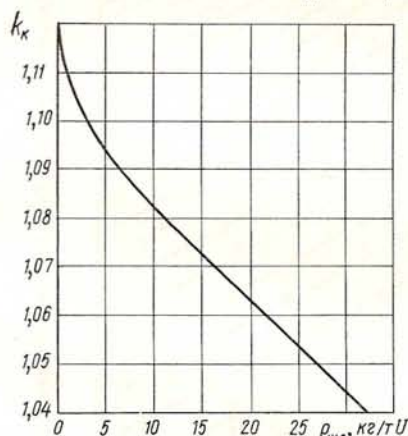


Рис. 7.7. Зависимость коэффициента неравномерности  $k_k$  от глубины выгорания топлива с начальным обогащением 3,6%

$k_{\text{макро}}$  — коэффициент, учитывающий распределение поля замедляющихся нейтронов в кассете.

Параметры ячеек, используемых в программе ШЕСТИГРАННИК, приведены в табл. 7.3.

В результате многочисленных расчетов, проведенных в ИАЭ им. И. В. Курчатова, для кассет ВВЭР получены удобные для оперативных оценок номограммы, графики и таблицы для определения  $k_k$ , охватывающие большинство практически встречающихся случаев (рис. 7.4, 7.5). Микронеравномерность  $k_{\text{микро}}$  зависит от обогащения (рис. 7.6) и с выгоранием топлива уменьшается (рис. 7.7 и табл. 7.4). Установка граненого пояса, а также присутствие борной кислоты в теплоносителе снижают микронеравномерность энерговыделения в периферийных кассетах (табл. 7.5).

Таблица 7.3

Параметры ячеек ВВЭР-440 (III и IV блоки НВАЭС) для программы ШЕСТИГРАННИК при рабочих условиях ( $t=285^\circ\text{C}$ )

Тип ячейки	Обогащение по $^{235}\text{U}$ , %	$D_T$ , см	$\Sigma_a^T$ , см $^{-1}$	$\Sigma_{ув}$ , см $^{-1}$	$\Sigma_f^b$ , см $^{-1}$	$\Sigma_f^T$ , см $^{-1}$
Твэл	1,0	0,4465	0,04599	0,01559	0,001782	0,02287
»	1,5	0,4359	0,05783	0,01499	0,002236	0,03283
»	1,6	0,4340	0,06020	0,01490	0,002300	0,03480
»	2,0	0,4269	0,06880	0,01453	0,002648	0,04205
»	2,4	0,4206	0,07720	0,01420	0,003000	0,04910
»	3,3	0,4084	0,09428	0,01362	0,003617	0,06346
»	3,6	0,4049	0,09990	0,01340	0,003800	0,0682
Вода в отражателе		0,1972	0,01148	0,03045	0	0
Центральная трубка		0,2986	0,00996	0,02580	0	0
Щель между кассетами		0,3230	0,00953	0,01892	0	0
ПЭЛ*		0,3530	0,09560	0,01771	0	0
Поглотитель АРК		0,3222	1,00000	0,0001	0	0

\* Содержание бора естественного состава  $\rho_B^{\text{ПЭЛ}} = 0,5 \div 1,0$  %.

Таблица 7.4

Значения коэффициента микронеравномерности  $k_{\text{микро}}$  для кассет, граничащих с отражателем\*

Обогащение топлива рассматриваемой кассеты $\rho$ , %	Местоположение рассматриваемого твэла	Тип контакта	$k_{\text{микро}}$
2,4	Середина грани	С отражателем	1,886
3,6	»	»	2,480
2,4	В углу	С отражателем и кассетой с топливом обогащения 3,6%	1,702
3,6	»	»	2,018
3,6	»	С отражателем и отражателем	3,512

\* Отражатель — чистая вода.

Таблица 7.5

Влияние граненого пояса и борной кислоты на  $k_{\text{микро}}$  периферийных кассет

$C_B$ , г В/кг Н <sub>2</sub> O	Наличие граненого пояса	$\xi_{\text{микро}}$	Примечание
0	Нет	1,000	1. За единицу принят $k_{\text{микро}}^0$ для отражателя в виде чистой воды
	Есть	0,653	
0,6	Нет	0,870	2. $k_{\text{микро}}^0 = 3,512 \cdot 1,3 = 4,56$ — для углового твэла в кассете обогащением 3,6%; коэффициент 1,3 взят из экспериментов
	Есть	0,596	
1,0	Нет	0,783	3. $k_{\text{микро}} = k_{\text{микро}}^0 \xi_{\text{микро}}$
	Есть	0,558	

## ПРИЛОЖЕНИЕ К ГЛ. 7

## Пример расчета загрузки (перегрузки) топлива в реакторе

Усредненный по поперечному сечению кассеты энергетический спектр нейтронов оказывается близким к асимптотическому и определяется прежде всего свойствами самой кассеты, что позволяет разделить задачу расчета малогрупповых сечений топливных решеток и изменения изотопного состава при выгорании топлива от расчета реактора в целом. Таким образом, конечные результаты расчета по программе УНИРАСОС (POP) являются входными параметрами для программы БИПР.

Выбор картограммы загрузки (перегрузки) ядерного топлива проиллюстрируем на примере расчета первой загрузки ВВЭР-440 IV блока НВАЭС.

Трехмерный расчет реактора выполняют в такой последовательности:

1. Расчет нейтронно-физических характеристик топливных кассет, которые будут использованы в загрузке, — по программе УНИРАСОС (POP).

2. Расчет обратных значений логарифмических производных от плотности потока нейтронов на границе активной зоны с отражателем и на границе поглотителей СУЗ с топливом — по программе РАГУ.

3. Расчет распределений плотностей потоков нейтронов и энерговыделений, а также выгорания топлива по объему активной зоны — по программе БИПР.

4. Расчет подкритичности (надкритичности) активной зоны в холодном состоянии — по программе БИПР.

5. Расчет эффективности органов регулирования — по программе БИПР.

6. Расчет коэффициентов реактивности реактора — по программе КР и БИПР.

7. Теплогидравлический анализ допустимых режимов работы — по программам ГДХ, РАСХОД, ШЕСТИГРАННИК, TWEL.

Рассмотрим ход расчета поэтапно.

1. Для установки в реактор использовались кассеты трех обогащений топлива — 1,6; 2,4; 3,6% (см. табл. 7.2). Следовательно, необходимо выполнить три полных расчета выгорания таких топливных решеток, а также по несколько коротких расчетов отдельных состояний для каждой топливной решетки (см. § 2.3) при различных значениях удельной мощности, температуры теплоносителя-замедлителя и концентрации бора в нем.

Расчеты проводили по программе POP, входные параметры для которой на примере топливной решетки 3,6%-ного обогащения представлены ниже:

$k_T = 0,866$  — коэффициент геометрии гексагональной решетки;  
 $h_T = 14,7$  см — шаг между кассетами с учетом водяного зазора;  
 $d_T = 0,775$  см — диаметр топливного стержня в твэле с учетом газового зазора;

$\delta_{\text{СТ}} = 0,065$  см — толщина стенки покрытия твэла;

$\Delta_K = 14,4$  см — размер кассеты «под ключ»;

$\delta_K = 0,15$  см — толщина стенки кассеты;

$n = 126$  — число твэлов в кассете;

$d_{\text{UO}_2} = 0,755$  см — диаметр топливной таблетки;

$\gamma_{\text{UO}_2} = 10,2$  г/см<sup>3</sup> — плотность двуокиси урана в таблетке;

$T_{\text{H}_2\text{O}} = 293$  °К — температура замедлителя (для примера взято холодное состояние топливной решетки);

$\gamma_{\text{H}_2\text{O}} = 1,0$  г/см<sup>3</sup> — плотность замедлителя при  $T_{\text{H}_2\text{O}}$ ;

$m_{Zr} = 2$  — индекс, указывающий материал стенки твэла и кассеты (Zr);

$\bar{T}_{\text{UO}_2} = 293$  °К — средняя температура топлива (холодное состояние);

$m_{\text{UO}_2} = 0$  — индекс, указывающий вид топлива в твэле (UO<sub>2</sub>);

$w_{\text{Xe}} = 0,064$  — параметр, указывающий на отравление <sup>135</sup>Xe;

$w_{\text{Sm}} = 0,011$  — параметр, указывающий на отравление <sup>149</sup>Sm;

$\bar{w} = 84,3$  кт/л — удельная мощность в объеме активной зоны;

$\rho_{25} = 0,036$  — начальная концентрация <sup>235</sup>U;

$\rho_{28} = 0,964$  — начальная концентрация <sup>238</sup>U;

$\rho_i = 0$  — начальная концентрация <sup>236</sup>U, <sup>239</sup>Pu, <sup>240</sup>Pu, <sup>241</sup>Pu, <sup>237</sup>Np, <sup>10</sup>B, <sup>242</sup>Pu, шлаков.

Остальные константы носят табличный характер и здесь не приводятся. Динамика выгорания топлива описывается системой уравнений

$$d\rho_i/dT = S_i - \sigma_i^a \phi \rho_i - \lambda_i \rho_i, \quad (7.33)$$

где  $\rho_i$  — концентрация  $i$ -го изотопа;  $T$  — время;  $S_i$  — источник возникновения  $i$ -го изотопа (из предшествующего изотопа в результате захвата нейтронов или радиоактивного распада какого-либо изотопа);  $\sigma_i^a$  — однокрупное сечение поглощения  $i$ -го изотопа;  $\phi$  — плотность потока нейтронов;  $\lambda_i$  — постоянная радиоактивного распада.

Продукты деления объединены в фиктивный изотоп (шлаки) с изменением сечения поглощения по закону  $1/v$  в тепловой области и имеющий резонансный интеграл, равный 200 барн. В шлаки не включены изотопы <sup>135</sup>Xe и <sup>149</sup>Sm, которые учитываются отдельно. Исходные данные переносятся на перфокарты и вводятся в ЭВМ. По окончании машинных расчетов на печать выдается обширная информация. Результаты расчетов представлены графически на рис. 2.5—2.9.

Следующий шаг — обработка полученных результатов в удобной для программы БИПР форме. С этой целью зависимость коэффициента размножения топливной решетки сорта E от различных эффектов реактивности [см. формулу (7.22)] аппроксимируется так:

$$\Delta k_{\text{шл}} = \sum_{i=1}^8 a_{iE} \rho_{\text{шл}}^i; \quad (7.34)$$

$$\Delta k_{\psi} = \sum_{j=1}^6 b_{jE} \omega^j, \quad (7.35)$$

$$\Delta k_{Sm} = e_{Sm, E} Sm; \quad (7.36)$$

$$\Pi_{Xe} = 1 + e_{Xe, E} Xe; \quad (7.37)$$

$$\Pi_{\Delta t} = 1 + d_{1E} \Delta t + d_{2E} \Delta t^2; \quad (7.38)$$

$$\Pi_B = 1 + C_{1E} C_B \gamma_{H_2O} + C_{2E} C_B^2 \gamma_{H_2O}^2. \quad (7.39)$$

Здесь  $\rho_{шл}$  — концентрация шлаков в топливной решетке;  $\omega$  — мощность, на которой работает топливная решетка;  $Sm$ ,  $Xe$  — концентрация ядер  $^{149}Sm$  и  $^{135}Xe$  в топливной решетке;  $\Delta t$  — подогрев теплоносителя по длине кассеты;  $\gamma_{H_2O}$  — плотность теплоносителя (зависит от температуры);  $c_B$  — концентрация бора в теплоносителе-замедлителе;  $a_i$ ,  $b_j$ ,  $c_1$ ,  $c_2$ ,  $d_1$ ,  $d_2$ ,  $e_{Xe}$ ,  $e_{Sm}$  — коэффициенты аппроксимации (табл. 7.6).

Таблица 7.6

Коэффициенты аппроксимации для топливных решеток ВВЭР-440

Коэффициент	Значение коэффициента при обогащении топлива, %		
	3,6	2,4	1,6
$\Delta k_0$	+0,34180000	+0,24855000	+0,13718000
$a_1$	-0,922801660 · 10 <sup>-2</sup>	-0,680990342 · 10 <sup>-2</sup>	+0,239969283 · 10 <sup>-2</sup>
$a_2$	-0,883545897 · 10 <sup>-3</sup>	-0,209788752 · 10 <sup>-2</sup>	-0,543949452 · 10 <sup>-2</sup>
$a_3$	+0,125842000 · 10 <sup>-3</sup>	+0,365726456 · 10 <sup>-3</sup>	+0,112442249 · 10 <sup>-2</sup>
$a_4$	-0,839037485 · 10 <sup>-5</sup>	-0,328936284 · 10 <sup>-4</sup>	-0,131385367 · 10 <sup>-3</sup>
$a_5$	+0,322736125 · 10 <sup>-6</sup>	+0,175778354 · 10 <sup>-5</sup>	+0,934433658 · 10 <sup>-5</sup>
$a_6$	-0,733781061 · 10 <sup>-8</sup>	-0,562023082 · 10 <sup>-7</sup>	-0,400432270 · 10 <sup>-6</sup>
$a_7$	+0,919482135 · 10 <sup>-10</sup>	+0,993592319 · 10 <sup>-9</sup>	+0,949278745 · 10 <sup>-8</sup>
$a_8$	-0,489689719 · 10 <sup>-12</sup>	-0,745453111 · 10 <sup>-11</sup>	-0,953513678 · 10 <sup>-10</sup>
$b_1$	-0,170750000 · 10 <sup>-3</sup>	-0,168030000 · 10 <sup>-3</sup>	-0,159630000 · 10 <sup>-3</sup>
$b_2$	+0,308040000 · 10 <sup>-7</sup>	+0,336040000 · 10 <sup>-7</sup>	+0,252030000 · 10 <sup>-7</sup>
$b_3$	0,000000000	0,000000000	0,000000000
$b_4$	0,000000000	0,000000000	0,000000000
$b_5$	0,000000000	0,000000000	0,000000000
$b_6$	0,000000000	0,000000000	0,000000000
$c_1$	-0,737600000 · 10 <sup>-1</sup>	-0,101680000	-0,138130000
$c_2$	+0,409800000 · 10 <sup>-2</sup>	+0,688100000 · 10 <sup>-2</sup>	+0,112090000 · 10 <sup>-1</sup>
$d_1$	-0,954190000 · 10 <sup>-3</sup>	-0,759350000 · 10 <sup>-3</sup>	-0,479170000 · 10 <sup>-3</sup>
$d_2$	-0,296000000 · 10 <sup>-5</sup>	-0,242000000 · 10 <sup>-5</sup>	-0,161000000 · 10 <sup>-5</sup>
$e_{Xe}$	-0,115000000 · 10 <sup>+1</sup>	-0,185000000 · 10 <sup>+1</sup>	-0,265000000 · 10 <sup>+1</sup>
$e_{Sm}$	-0,121000000 · 10 <sup>-1</sup>	-0,168000000 · 10 <sup>-1</sup>	-0,218000000 · 10 <sup>-1</sup>

2. Определение логарифмических производных носит частный характер и выполняется один раз для каждого реактора. Для холодного и горячего состояний ВВЭР результаты приведены на с. 38, а также ниже.

3. Для трехмерного расчета выгорания топлива в активной зоне обычно выбирается сектор симметрии в 120°, содержащий 117 кассет. Подготовка к расчету по программе БИПР начинается с выбора схемы размещения по активной зоне кассет с различным начальным обогащением топлива и различной глубиной выгорания. Исходные предпосылки и идеология комплектации топливных сборок рассмотрены в § 7.1. Для рассматриваемого случая картограмма загрузки представлена на рис. 7.2, а ее состав — в табл. 7.2.

Исходные данные для программы БИПР приведены ниже.

$M^2 = 64,5 \text{ см}^2$  — площадь миграции;

$h_r = 14,7 \text{ см}$  — расстояние между центрами кассет (в плане);

$m = 10$  — число расчетных узлов по высоте;

$H = 250 \text{ см}$  — высота активной зоны;

$V_{aa} = 16270 \text{ л}$  — объем активной зоны;

$2d_R = 17,36 \text{ см}$  — удвоенные обратные значения логарифмических произ-

$2d_H = 19,96 \text{ см}$  — водных для радиального и торцевого отражателей;

$2d_r = 14,86 \text{ см}$ ; — то же для боковой стороны и торцевой части органов

регулирования;

$n_1 \div n_4 = 10$ ;

$n_5 \div n_8 = 11$ ;

$n_9 \div n_{10} = 10$ ;

$n_{11} = 9$   $n_{12} = 4$

$h_{XII}^{CV3} = 125 \text{ см}$  — высота начального извлечения рабочей группы ор-

ганов регулирования (стержни № 1, 7, 68);

$\Delta C_B = 0,01 \text{ г/кг H}_2\text{O}$  — шаг изменения концентрации бора в теплоносителе

при выгорании;

$g_i = 1,0$  — относительные расходы теплоносителя через кассеты

(117 чисел);

$Q = 39000 \text{ м}^3/\text{ч}$  — полный расход теплоносителя через активную зону;

$\gamma_{H_2O} = 0,75 \times$

$\times 10^3 \text{ кг/м}^3$  — средняя плотность теплоносителя в активной зоне;

$c_p =$

$= 1,249 \text{ ккал/(кг} \cdot \text{град)}$  — средняя удельная теплоемкость теплоносителя при

постоянном давлении;

$\gamma_{Pm} = 0,011$  — выход  $^{149}Pm$  при делении;

$\gamma_{Sm} = 0$  — выход  $^{149}Sm$  при делении;

$\lambda_{Pm} =$

$= 0,357 \cdot 10^{-5} \text{ сек}^{-1}$  — постоянная радиоактивного распада  $^{149}Pm$ ;

$\sigma_{Sm,1}^* =$

$= 0,202 \cdot 10^6 \text{ барн}$ ;

$\sigma_{Sm,2}^* =$

$= 0,337 \cdot 10^6 \text{ барн}$ ;

$\sigma_{Sm,3}^* =$

$= 0,464 \cdot 10^6 \text{ барн}$

— эффективные микроскопические сечения захвата  $^{149}Sm$  в решетках 3,6; 2,4; 1,6%;

$P_U = 40,91 \text{ т}$  — загрузка урана в реактор;

$\gamma_{UO_2} = 10,2 \text{ т/м}^3$  — плотность двуокиси урана;

$N_T = 1375 \cdot 10^3 \text{ кВт}$  — полная тепловая мощность реактора;

$\Delta T = 5 \text{ суток}$  — шаг по времени при выгорании;

$\Delta k_{0,E}$ ,  $a_{i,E}$ ,  $b_{j,E}$ ,

$c_{1,2,E}$ ,  $d_{1,2,E}$ ,

$e_{Sm,E}$ ,  $e_{Xe,E}$  — коэффициенты аппроксимации для топливной решетки

сорта E: 1,6; 2,4; 3,6% (значения берутся из

табл. 7.7);

$T = 0 \text{ эф. суток}$  — начало выгорания.

Необходимо также задать значения концентраций шлаков,  $^{149}Pm$ ,  $^{149}Sm$

во всех 1170 узлах сектора симметрии активной зоны. Если выполняется рас-

чет выгорания свежей, неотравленной активной зоны, то эти значения равны

нулю. Исходные параметры вводят в ЭВМ и выполняют расчет выгорания топ-

лива в трехмерной активной зоне. С определенным шагом по времени на пе-

чать выдаются распределения шлаков, относительных энерговыделений и плот-

ностей потоков нейтронов по всему рассчитываемому объему активной зоны, а

также распределения средних шлаков, энерговыделений и подогревов по кас-

сетам в виде картограмм на сектор симметрии. Для рассматриваемого случая некоторые результаты расчетов представлены графически на рис. 4.1. На графиках отражены особенности ведения режима выгорания: сначала с помощью борной кислоты в теплоносителе при неизменном положении органов регулирования рабочей группы, а затем, после вывода бора из реактора, с помощью кассет СУЗ.

Приведем некоторые характеристики режима выгорания, выданные ЭВМ на печать перед окончанием режима борного регулирования:  $T = 240$  эф. суток;  $\bar{\rho}_{\text{шд}}$  (по зоне) = 8,146 кг шл/м U;  $k_{\text{эф}} = 0,99976$ ;  $k_V^{\text{макс}} = 1,447$  в точке (узле)  $n, m = 41, 3$ ;  $k_q^{\text{макс}} = 1,259$  в кассете  $n = 42$ ;  $c_B = 0,05$  г В/кг  $\text{H}_2\text{O}$ .

По окончании счета ЭВМ выдала на печать полную информацию по активной зоне, а на перфорацию — сетки шлаков,  $^{149}\text{Sm}$ ,  $^{149}\text{Pm}$ . Дополнив исходные данные некоторыми константами, можно просчитать переходные процессы на  $^{135}\text{Xe}$  при повышении или понижении мощности.

Если полученные в результате расчета характеристики выгорания в течение кампании неудовлетворительны, то всю процедуру повторяют, начиная с изменения картограммы загрузки.

4. В связи с тем, что температурный эффект реактивности у ВВЭР отрицательный (см. § 3.2), наиболее опасно с точки зрения ядерной безопасности холодное состояние реактора. Определение масштаба подкритичности (надкритичности) в холодном состоянии особенно важно для ВВЭР-440, у которого полный запас реактивности загруженной (перегруженной) активной зоны (см. § 3.3) достаточно большой и не позволяет эксплуатировать его без борной кислоты в теплоносителе. Расчет подкритичности (надкритичности) выбранной загрузки выполняют по программе БИПР как расчет одного состояния реактора с исходными данными, соответствующими холодному состоянию.

Для рассматриваемого случая получены следующие результаты для холодного состояния:  $k_{\text{эф}} = 1,2161$  — все кассеты СУЗ вверх;  $c_B = 0$ ;  $k_{\text{эф}} = 1,03214$  — все кассеты СУЗ вниз;  $c_B = 0$ ;  $k_{\text{эф}} = 1,0000$  — все кассеты СУЗ вниз;  $c_B = 0,174$  г В/кг  $\text{H}_2\text{O}$ ;  $k_B = 1,0000$  — все кассеты СУЗ вверх;  $c_B = 1,347$  г В/кг  $\text{H}_2\text{O}$ ;  $k_{\text{эф}} = 0,9221$  — все кассеты СУЗ вверх;  $c_B = 12,0$  г В/кг  $\text{H}_2\text{O}$ ;  $k_{\text{эф}} = 0,8129$  — все кассеты СУЗ вниз;  $c_B = 12,0$  г В/кг  $\text{H}_2\text{O}$ .

Последнее значение  $k_{\text{эф}}$  характеризует разрешенный стояночный режим реактора в холодном состоянии.

5. Знать дифференциальные и интегральные эффективности органов регулирования (см. § 3.3) важно для оценки способности системы СУЗ (в целом или отдельными группами кассет) к успешной компенсации различных эффектов реактивности в любых эксплуатационных режимах, как стационарных, так и нестационарных (переходных и аварийных).

Эффективность органов регулирования зависит от состава и способа комплектации топливных сборок в активной зоне. Поэтому для вновь загруженной (а в ряде случаев и для перегруженной) активной зоны необходимо определять эффективности органов регулирования в различных состояниях реактора. Расчеты выполняются по программе БИПР в специальном режиме ее работы. Результаты расчетов представлены в табл. 3.3, 3.7, 3.11, 3.12 и на рис. 3.7, 3.8, 3.10.

6. Самую непосредственную связь со всем сказанным выше имеют расчеты коэффициентов реактивности активной зоны (см. § 3.2), характеризующих динамику изменения реактивности в нестационарных режимах реактора.

Подготовленные по программе УНИРАСОС (POP) необходимые исходные данные вместе с программой КР вводят в ЭВМ при расчетах по программе БИПР. Таким образом, определение коэффициентов реактивности совмещается с расчетами отдельных состояний реактора или выгорания топлива.

Выдача информации по обеим программам идет параллельно, что очень удобно.

Результаты расчетов коэффициентов реактивности для различных режимов ВВЭР представлены в табл. 3.2 и на рис. 3.3—3.6.

7. Заканчивают выбор картограммы загрузки активной зоны теплогидравлическим анализом допустимых режимов работы реактора с этой загрузкой по созданию безопасных условий для твэлов, исключающих плавление топлива и возникновение кризиса теплообмена в любых нестационарных режимах (см. гл. 5). Это очень важный этап расчетов, который может внести определенные коррективы в режим эксплуатации реактора.

Принципы теплогидравлического анализа изложены в § 5.3. Исходными материалами служат результаты расчетов выгорания топливной загрузки по программе БИПР (см. рис. 4.1), гидродинамические характеристики кассет и реактора, полученные по программе ГДХ (см. рис. 5.1, 5.2), графики аварийного снижения расхода теплоносителя при отключении нескольких ГЦН (см. § 5.5, рис. 5.10), коэффициенты микронеровности энерговыделения по твэлам внутри кассет, рассчитанные по программам ШЕСТИГРАННИК и МИКРО (см. § 7.3, рис. 7.4—7.7, табл. 7.4, 7.5), методика расчета запаса до плавления топлива по программе TWEL.

В активной зоне отыскивают максимально энергонапряженный твэл и принимают, что именно он лимитирует уровень мощности реактора. Последовательно определяют предельно допустимые мощности твэла, кассеты, реактора. В результате расчетов получают график предельно допустимой мощности реактора в течение кампании и таблицу допустимых мощностей реактора в зависимости от числа работающих ГЦН и схемы электропитания ГЦН (см. табл. 5.7).

РАБОТОСПОСОБНОСТЬ  
ТВЭЛОВ ВВЭР§ 8.1. Свойства двуокиси урана и оболочек твэлов  
из циркониевого сплава

В реакторах ВВЭР ядерное топливо используется в виде двуокиси урана, которая широко применяется во всех высокотемпературных реакторах [56]. Основные достоинства двуокиси урана — высокая температура плавления (около 2800° С); достаточная радиационная стойкость при больших выгораниях; совместимость с материалом оболочек твэлов и химическая инертность по отношению к воде при рабочих температурах теплоносителя. Однако с нейтронно-физической и теплофизической точек зрения двуокись урана имеет и некоторые недостатки, основные из них — низкие теплопроводность и плотность.

Двуокись урана применяют в виде топливных таблеток диаметром ~7,55 мм, высотой 25—30 мм и плотностью ~10,2 г/см<sup>3</sup>. Таблетки закладывают в трубку из циркониевого сплава, которую герметизируют приваркой концевых деталей. В процессе работы топлива наблюдается объемное распухание топливных таблеток из-за накопления продуктов деления и увеличивается давление газообразных осколков деления под оболочкой [57]. Распухание топлива компенсируется созданием радиального и высотного зазоров между топливом и оболочкой. Кроме того, эти зазоры компенсируют температурное расширение топлива при переходе от холодного к рабочему состоянию.

Температура плавления двуокиси урана зависит от глубины выгорания. При выгорании около 40 000 Мвт · сутки/т U температура плавления снижается до 2670° С [55]. При высокой температуре в двуокиси урана наблюдаются структурные изменения, например изменение структуры центральной части таблетки и перераспределение плотности по радиусу [58], что может влиять на теплотехнические условия работы твэлов.

Температурный режим работы твэлов во многом определяется теплопроводностью двуокиси урана, которая зависит от температуры топлива. По результатам многочисленных экспериментальных работ получена температурная зависимость теплопроводности двуокиси урана с плотностью, равной 95% от теоретической, в виде [58]

$$\lambda = (0,0258 T + 3,77)^{-1} + 1,1 \cdot 10^{-3} T + 1,01 \cdot 10^{-13} T^3 \exp(7,2 \times 10^{-4} T), \quad (8.1)$$

где  $\lambda$  — коэффициент теплопроводности, *вт/(см · град)*;  $T$  — температура, °К.

По другим данным [3] зависимость теплопроводности двуокиси урана от температуры может быть представлена формулой

$$\lambda = 40 \frac{\gamma}{\gamma_0} \frac{1}{130 + T} + 0,34 \cdot 10^{-15} T^4, \quad (8.2)$$

где  $\gamma/\gamma_0$  — относительная плотность двуокиси урана ( $\gamma_0 = 10,95$  г/см<sup>3</sup>).

Для компенсации колебаний объема двуокиси урана при изменениях уровня мощности реактора и ее перераспределении в центральной части топливных таблеток выполнены осевые отверстия диаметром около 1,4 мм. Одновременно центральные емкости служат приемником для газообразных осколков деления, а также несколько снижают максимальную температуру топлива в твэлах.

Надежная герметичность оболочек тепловыделяющих элементов, предотвращающая выход радиоактивных осколков деления из топлива, гарантирует радиационную безопасность атомной электростанции и окружающей местности. Герметичность оболочек должна сохраняться в течение всего срока работы кассеты в реакторе и последующего хранения отработанного топлива до отправки на переработку. В связи с этим свойства материала оболочек твэлов должны удовлетворять требованиям коррозионной стойкости, прочности и пластичности в условиях нормальной работы реактора и максимального разогрева в аварийных ситуациях. Одним из основных требований к материалу оболочек твэлов является малое сечение захвата нейтронов. В качестве такого материала используется цирконий.

Преимущество циркония заключается в удачном сочетании ядерных и физических характеристик с механическими и коррозионными свойствами. Цирконий коррозионно-стойк в большинстве сред, применяемых в качестве теплоносителей ядерных реакторов, и достаточно технологичен. Высокая температура плавления циркония открывает широкие возможности для изыскания сплавов, достаточно стойких в воде при повышенных температурах. Выбору материала оболочек на основе сплавов циркония посвящен ряд научно-исследовательских работ, в которых изучены свойства и радиационные характеристики сплавов циркония с ниобием, танталом, хромом, оловом, железом, никелем и другими элементами [59—61]. Систематизация работ по коррозии циркония и его сплавов проведена в работе [62].

Рассмотрим свойства циркониевых оболочек твэлов на примере оболочек из сплава циркония с одним весовым процентом ниобия (сплав Н-1). Твэлы с оболочками из сплава Н-1 применены в энергетических реакторах НВАЭС (I—IV блоки), АЭС в Райнсберге (ГДР) и реакторе ВК-50. В табл. 8.1 приведены требования технических условий к составу сплава Н-1 и наиболее типичный состав, реально получаемый при изготовлении.



Таблица 8.1

Массовое содержание элементов в сплаве Н-1,  $10^{-30/3}$ 

Элемент	Nb	Fe	Ni	Al	Ti	Si	C	N	O	H
Типичное содержание	900—1000	18	До 11	4—5,2	3	4	20	3	40—50	0,8—2,0
По ТУ	900—1000	70	25	8	7	50	50	3	100	—

Элемент	V	Ca	Cd	Cr	Cu	Mn	Mo	Pb	Ni
Типичное содержание	0,04	3	0,03	4÷6	2,5	0,3	3	5	40
По ТУ	0,05	30	0,03	50	7	2	—	5	50

Трубки для оболочек твэлов из сплава Н-1 имеют метастабильную двухфазную рекристаллизованную структуру, состоящую из ( $\alpha + \beta$ )-циркониевых фаз. Выделения  $\beta$ -циркония имеют глобу-

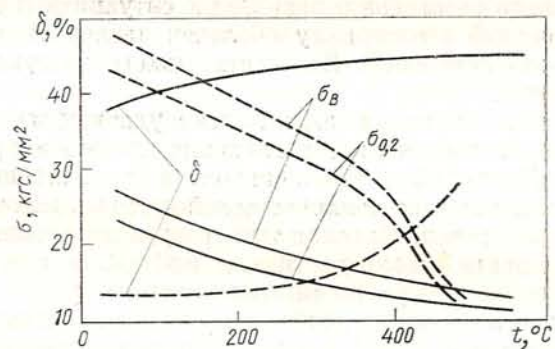


Рис. 8.1. Зависимость механических свойств сплава Н-1 от температуры испытания после облучения в флюэнсе нейтронов с энергией более 0,5 Мэв, равном  $6,4 \cdot 10^{20}$  нейтр/см<sup>2</sup> (пунктир), и без облучения (сплошные кривые)

лярную форму и располагаются преимущественно по границам зерен  $\alpha$ -матрицы. Концентрация ниобия в  $\beta$ -фазе около 30%. Размер зерен  $\alpha$ -матрицы 5—15 мкм.

С ростом температуры испытания (рис. 8.1) от 20 до 350° С без облучения относительное удлинение увеличивается с 39 до 43%, а предел текучести и предел прочности снижаются с 25 и 30 до

## Зависимость физических свойств сплава Н-1 от температуры

Плотность 6,55 г/см<sup>3</sup>; температура ( $\alpha \rightarrow \beta$ )-превращения: начала—610° С; конца—880° С; температура плавления 1860° С

	20° С	100° С	200° С	300° С	350° С	400° С	500° С	600° С	700° С
Удельное электросопротивление, $10^{-6}$ ом·см	43,9	54,7	73,0	86,1	—	97,2	108,2	113,4	119,2
Коэффициент теплопроводности, вт/(м·град)	17,2	18,0	19,3	20,1	—	20,5	20,9	21,8	22,0
Теплоемкость, кдж/(кг·град)	—	0,285	0,301	0,322	—	0,343	0,368	0,398	0,448
Модуль Юнга, кгс/мм <sup>2</sup>	—	—	—	7540	—	—	—	—	—
Коэффициент Пуассона	—	—	—	0,40	—	—	—	—	—
Коэффициент линейного расширения, $10^{-6}$ град <sup>-1</sup>	—	—	—	6,2	—	—	—	—	—
	—	6,0	6,2	6,3	6,4	6,6	6,8	—	—

15 и 18 кгс/мм<sup>2</sup> соответственно. После облучения в дозе  $1,6 \times 10^{19}$  нейтр/см<sup>2</sup> прочностные свойства увеличиваются на 30%, а в дозе  $6,4 \cdot 10^{20}$  нейтр/см<sup>2</sup> — на 80%. Пластические свойства образцов ухудшаются после облучения, однако общее относительное удлинение даже на образцах, облученных в дозе  $6,4 \times 10^{20}$  нейтр/см<sup>2</sup>, составляет в среднем 14%.

С увеличением температуры прочностные свойства образцов ухудшаются, а пластические улучшаются. Наиболее резко свойства изменяются в интервале 400—500°С.

Сплав Н-1 прошел длительные коррозионные испытания, установившие его высокую стойкость. Автоклавные испытания проводились при температурах 350 и 400°С и давлении 168 и 200 кгс/см<sup>2</sup> соответственно (рис. 8.2). В процессе испытаний в воде и паре на поверхности образцов сплава Н-1 формируются черные блестящие окисные пленки, обладающие хорошими защитными свойствами. Электронно-микроскопическими исследованиями установлено, что окисная пленка повторяет структуру металла-подложки.

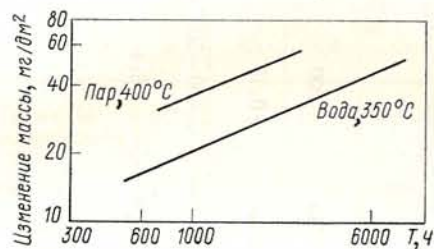


Рис. 8.2. Кинетика окисления сплава Н-1 в воде при 350°С и паре при 400°С

Сплав Н-1 поглощает по массе от 3 до 8% водорода, образующегося при реакции окисления циркония в воде и паре. Содержание водорода в образцах, испытанных в течение 7000 ч в воде при 350°С, находилось в пределах от 0,001 до 0,004%. Испытания показали, что такое количество водорода не оказывает практически никакого влияния на механические свойства труб из сплава Н-1.

Реакторными коррозионными испытаниями кольцевых образцов в воде с высокой температурой и в кипящей воде установлено, что нейтронное облучение практически не влияет на скорость окисления сплава.

С 1964 г. твэлы в оболочках из сплава Н-1 работают в энергетических водо-водяных реакторах. Сборки ВВЭР-1 I блока НВАЭС успешно эксплуатировались в течение шести кампаний (33 000 ч) до среднего выгорания горючего 30 000 Мвт · сутки/т У.

Исследования опытных сборок твэлов и штатных твэлов реакторов НВАЭС показали, что оболочки твэлов из сплава Н-1 претерпевают незначительное окисление и гидрирование при работе в принятом на ВВЭР аммиачно-калиевом водном режиме с борной кислотой. Детальным исследованиям подвергалась штатная кассета реактора II блока, которая эксплуатировалась в течение трех кампаний (~12 000 ч) до среднего выгорания горючего 19 100 Мвт · сутки/т У. Металлографическим анализом твэлов

этой кассеты установлено, что толщина окисной пленки на внешней поверхности оболочек составляет менее 5 мкм. Содержание водорода в среднем составило 0,003%.

Поскольку оболочки опытных и штатных твэлов несущественно гидрируются во время работы в реакторах, изменения их механических свойств в основном определяются процессом радиационного упрочнения и мало отличаются от изменений свойств кольцевых образцов при реакторных испытаниях. В первый период работы твэлов в реакторе прочностные характеристики оболочек существенно увеличиваются, а пластические — снижаются. В дальнейшем изменение свойств становится менее заметным и в конце концов достигает насыщения.

В табл. 8.2 приведены данные по механическим свойствам оболочек твэлов двух штатных кассет, проработавших в реакторе II блока НВАЭС 4500 и 12 000 эф. ч соответственно. Кассета № 1 достигла среднего выгорания около 7500 Мвт · сутки/т У, а кассета № 2 — около 19 100 Мвт · сутки/т У. Из центральных участков шести твэлов каждой кассеты вырезалось 10 кольцевых образцов, которые испытывали на растяжение при 20 и 350°С (в табл. 8.2 приведены средние значения, полученные по результатам 30 испытаний).

Таблица 8.2

Механические свойства оболочек твэлов из сплава Н-1 штатных кассет реактора II блока НВАЭС

Среднее выгорание, Мвт · сутки/т У	$t_{\text{исп}} = 20^\circ \text{C}$			$t_{\text{исп}} = 350^\circ \text{C}$		
	$\sigma_{\text{в}}$ , кгс/мм <sup>2</sup>	$\sigma_{0,2}$ , кгс/мм <sup>2</sup>	$\delta$ , %	$\sigma_{\text{в}}$ , кгс/мм <sup>2</sup>	$\sigma_{0,2}$ , кгс/мм <sup>2</sup>	$\delta$ , %
7 500	53,8	49,7	15,7	38,3	35,0	23,7
19 100	51,2	46,9	15,4	37,2	34,4	24,8

Из табл. 8.2 следует, что свойства оболочек твэлов, проработавших в реакторе 4500 и 12 000 ч, практически одинаковы, т. е. изменение свойств достигло насыщения. При этом облучение вызвало увеличение прочностных характеристик в 2—3 раза при испытании как при 20°С, так и при 350°С. Однако пластичность сплава остается довольно высокой: относительное удлинение при рабочей температуре составляет более 20%.

Таким образом, результаты ресурсных испытаний твэлов, опыт работы энергетических реакторов действующих АЭС и результаты послереакторных исследований свидетельствуют о высокой работоспособности сплава Н-1 в качестве материала оболочек твэлов ВВЭР.

## § 8.2. Оценка состояния твэлов в работающем реакторе

В процессе эксплуатации ВВЭР по причинам, изложенным в § 8.4, возможно нарушение герметичности оболочки отдельных твэлов. Различают два типа нарушений герметичности оболочек твэлов: 1) в оболочке образуются микротрещины, через которые могут проникать только газообразные осколки деления; 2) в оболочке имеются дефекты, при которых возможен непосредственный контакт горючего с водой, что создает возможность проникновения в воду как газообразных, так и летучих и других осколков деления. Допустимое количество твэлов с нарушенной герметичностью регламентируется общей активностью воды I контура, при этом число твэлов с микродефектами не должно превышать 1%, а с прямым контактом топлива с водой — 0,1% общего количества твэлов активной зоны.

В теплоносителе I контура даже при отсутствии негерметичных твэлов всегда обнаруживаются радиоактивные осколки деления, источником которых является поверхностное загрязнение оболочек твэлов топливом. Твэлы с негерметичными оболочками увеличивают содержание осколков деления в воде.

При работе реактора на мощности состояние оболочек твэлов оценивается радиохимическим анализом воды I контура и петлевыми системами контроля герметичности оболочек (КГО), регистрирующими  $\gamma$ -излучение или запаздывающие нейтроны продуктов деления. Основой радиохимического контроля является определение в пробах воды I контура удельной активности (концентрации) нескольких основных (реперных) изотопов. В качестве реперных выбирают изотопы иода, цезия и других элементов, удобных для оперативного радиохимического анализа.

Для оценки состояния твэлов необходимо кроме концентрации осколков деления знать вероятность их выхода из-под оболочек. Выход осколков деления из-под оболочек характеризуется коэффициентом скорости выхода  $\mu_1$ , который пропорционален скорости переноса осколков деления в воду через дефекты в оболочках.

В зависимости от степени негерметичности оболочки активность относительно короткоживущих изотопов  $^{132}\text{I}$ ,  $^{134}\text{I}$ ,  $^{135}\text{I}$ ,  $^{91}\text{Sr}$ ,  $^{92}\text{Sr}$ ,  $^{139}\text{Ba}$  меняется гораздо сильнее, чем активность более долгоживущих изотопов  $^{131}\text{I}$  и  $^{133}\text{I}$  (табл. 8.3). В отношении скорости выхода осколков оболочки с малой негерметичностью (микродефектами) характеризуются значениями  $\mu_1 \leq 10^{-3}$ , а оболочки с крупными дефектами —  $\mu_1 \geq 10^{-3}$ .

Полная активность реперных продуктов деления в воде I контура может быть определена из соотношения

$$a_i = n_1 a_{1i} + n_2 a_{2i}, \quad (8.3)$$

где  $a_i$  — активность  $i$ -го изотопа в воде;  $a_{1i}$  — активность  $i$ -го изотопа в воде при крупном дефекте в одном твэле;  $a_{2i}$  — активность  $i$ -го изотопа в воде при микродефектах в одном твэле;  $n_1$  —

Таблица 8.3

Расчетные значения удельной активности продуктов деления в воде I контура при одном негерметичном тепловыделяющем элементе, кюри/л

Изотоп	Период полураспада	При поверхностном загрязнении	При прямом контакте топлива с водой	Удельная активность при $\mu_1$ , сек $^{-1}$					
				$10^{-1}$	$10^{-2}$	$10^{-3}$	$10^{-4}$	$10^{-5}$	$10^{-6}$
$^{131}\text{I}$	8,14 суток	$5,0 \cdot 10^{-8}$	$2,2 \cdot 10^{-6}$	$2,2 \cdot 10^{-6}$	$2,2 \cdot 10^{-6}$	$2,2 \cdot 10^{-6}$	$2,2 \cdot 10^{-6}$	$1,9 \cdot 10^{-6}$	$1,1 \cdot 10^{-6}$
$^{132}\text{I}$	2,26 ч	$2,0 \cdot 10^{-6}$	$1,6 \cdot 10^{-5}$	$1,6 \cdot 10^{-5}$	$1,7 \cdot 10^{-5}$	$1,7 \cdot 10^{-5}$	$9,1 \cdot 10^{-6}$	$1,8 \cdot 10^{-6}$	$2,2 \cdot 10^{-7}$
$^{133}\text{I}$	20,8 ч	$8,6 \cdot 10^{-7}$	$1,6 \cdot 10^{-5}$	$1,6 \cdot 10^{-5}$	$1,6 \cdot 10^{-5}$	$1,6 \cdot 10^{-5}$	$1,4 \cdot 10^{-5}$	$8,0 \cdot 10^{-5}$	$1,6 \cdot 10^{-6}$
$^{134}\text{I}$	53 мин	$3,9 \cdot 10^{-6}$	$1,7 \cdot 10^{-5}$	$1,7 \cdot 10^{-5}$	$1,7 \cdot 10^{-5}$	$1,4 \cdot 10^{-5}$	$4,4 \cdot 10^{-6}$	$7,5 \cdot 10^{-7}$	$7,5 \cdot 10^{-8}$
$^{135}\text{I}$	6,68 ч	$1,8 \cdot 10^{-6}$	$2,6 \cdot 10^{-5}$	$2,6 \cdot 10^{-5}$	$2,6 \cdot 10^{-5}$	$2,6 \cdot 10^{-5}$	$2,1 \cdot 10^{-5}$	$5,2 \cdot 10^{-6}$	$9,0 \cdot 10^{-7}$
$^{91}\text{Sr}$	9,7 ч	$1,3 \cdot 10^{-6}$	$3,0 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-6}$	$2,2 \cdot 10^{-7}$	$2,6 \cdot 10^{-8}$	$2,6 \cdot 10^{-9}$	$2,6 \cdot 10^{-10}$	$2,6 \cdot 10^{-11}$
$^{92}\text{Sr}$	2,7 ч	$2,3 \cdot 10^{-6}$	$5,2 \cdot 10^{-6}$	$5,7 \cdot 10^{-7}$	$8,0 \cdot 10^{-8}$	$8,0 \cdot 10^{-9}$	$8,0 \cdot 10^{-10}$	$8,0 \cdot 10^{-11}$	$8,0 \cdot 10^{-12}$
$^{139}\text{Ba}$	85 мин	$3,4 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-5}$	$8,4 \cdot 10^{-6}$	$3,1 \cdot 10^{-6}$	$4,9 \cdot 10^{-7}$	$4,2 \cdot 10^{-8}$	$4,2 \cdot 10^{-9}$	$4,2 \cdot 10^{-10}$

число твэлов с крупными дефектами;  $n_2$  — число твэлов с микродефектами.

Для более долгоживущих изотопов  $a_{1i} \approx a_{2i} \approx a$ , где  $a$  — активность долгоживущего изотопа при дефекте одного твэла, поэтому

$$a_i = (n_1 + n_2) a. \quad (8.4)$$

По формуле (8.4) активность, например, долгоживущего изотопа  $^{131}\text{I}$  равна

$$a_{131\text{I}} = (n_1 + n_2) a. \quad (8.5)$$

Сравнивая активности других осколков деления с активностью  $^{131}\text{I}$ , можно оценить количество негерметичных твэлов:

$$\frac{a_i}{a_{131\text{I}}} = \frac{n_1}{n_1 + n_2} \frac{a_{1i}}{a} + \frac{n_2}{n_1 + n_2} \frac{a_{2i}}{a}. \quad (8.6)$$

Если дефекты оболочек принадлежат практически к одной группе, то соотношения  $a_i/a_{131\text{I}}$  соответствуют одному и тому же значению коэффициента скорости выхода  $\mu_1$ . Если имеются одновременно микродефекты и крупные дефекты, на что указывает разное значение  $\mu_1$  для разных изотопов, то необходимо дополнительно анализировать отношение активности  $i$ -го изотопа к активности другого, наиболее долгоживущего изотопа, например  $^{132}\text{I}$ , т. е. отношение  $a_i/a_{132\text{I}}$  (табл. 8.4 и 8.5).

Таблица 8.4

Расчетные соотношения между активностью изотопов и активностью  $^{131}\text{I}$  при различном состоянии активной зоны

Изотоп	Поверхностное загрязнение	Прямой контакт топлива с водой	$\mu_1, \text{сек}^{-1}$					
			$10^{-1}$	$10^{-2}$	$10^{-3}$	$10^{-4}$	$10^{-5}$	$10^{-6}$
$^{132}\text{I}$	40	7,6	7,6	7,6	7,6	4,1	1,0	0,2
$^{133}\text{I}$	17	7,0	7,0	7,0	7,0	6,4	4,0	1,4
$^{134}\text{I}$	78	7,7	7,7	7,7	6,4	2,0	0,4	$7 \cdot 10^{-2}$
$^{135}\text{I}$	35	12	12	12	12	9,4	2,6	0,8
$^{91}\text{Sr}$	26	1,4	0,5	0,1	$1,2 \cdot 10^{-2}$	$1,2 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-4}$	$2,3 \cdot 10^{-5}$
$^{92}\text{Sr}$	46	2,4	0,4	$5,5 \cdot 10^{-2}$	$5,5 \cdot 10^{-3}$	$5,5 \cdot 10^{-4}$	$6,3 \cdot 10^{-5}$	$1,1 \cdot 10^{-6}$
$^{139}\text{Ba}$	68	4,6	3,8	1,4	0,2	$1,9 \cdot 10^{-2}$	$2,1 \cdot 10^{-3}$	$3,8 \cdot 10^{-4}$

Если число твэлов с микродефектами намного больше числа твэлов с крупными дефектами, т. е.  $n_2 \gg n_1$  ( $n_2 \approx n_1 + n_2$ ), то выражение (8.6) принимает вид

$$a_i/a_{131\text{I}} = a_{2i}/a. \quad (8.7)$$

Оценив из табл. 8.4 значение  $\bar{\mu}_1$  для долгоживущих изотопов с близкими значениями  $\mu_1$  и, следовательно, степень негерметичности, подставим (8.5) в (8.7) и определим число твэлов с микродефектами:

$$n_2 \approx a_i/a_{2i}, \quad (8.8)$$

где  $a_{2i}$  определяется по значению  $\bar{\mu}_1$  для долгоживущих изотопов из табл. 8.4. Затем определим вклад в активность всех изотопов от микродефектов твэлов и из выражения  $a_i - (\bar{n}_2 a_{2i}) \bar{\mu}_1$  — вклад изотопов от крупных дефектов. Определив из табл. 8.3 коэффициент скорости при крупных дефектах  $\bar{\mu}'_1$ , можно определить число твэлов с крупными дефектами:

$$n_1 \approx [a_i - (\bar{n}_2 a_{2i}) \bar{\mu}_1] / a_{1i}, \quad (8.9)$$

где  $a_{1i}$  находится из табл. 8.4 при определенном значении  $\mu'_1$ .

При оценке состояния твэлов ВВЭР-440 IV блока НВАЭС в первую кампанию по изложенной методике было обнаружено шесть твэлов с микродефектами при  $\bar{\mu}_1 = 2 \cdot 10^{-6} \text{сек}^{-1}$ , а твэлов с прямым контактом топлива с водой вообще не было.

Герметичность тепловыделяющих элементов методом радиохимического анализа проб воды I контура проверяют эпизодически, хотя такой анализ можно автоматизировать. В процессе же эксплуатации реактора необходим непрерывный контроль за состоянием активной зоны, позволяющий анализировать условия, при которых твэлы разгерметизируются. Желательно также, хотя бы ориентировочно, определить районы активной зоны с негерметичными твэлами. В некоторой степени этим требованиям удовлетворяет петлевая система КГО, основанная на регистрации запаздывающих нейтронов, испускаемых в основном короткоживущими изотопами брома и иода.

Измерение запаздывающих нейтронов непосредственно на трубопроводах I контура затруднено из-за наличия большого фона, создаваемого наведенной активностью  $^{17}\text{N}$ , образующегося по реак-

Таблица 8.5

Расчетные соотношения между активностью изотопов и активностью  $^{132}\text{I}$  при различном состоянии активной зоны

Изотоп	При поверхностном загрязнении	При прямом контакте топлива с водой	$\mu_1, \text{сек}^{-1}$					
			$10^{-1}$	$10^{-2}$	$10^{-3}$	$10^{-4}$	$10^{-5}$	$10^{-6}$
$^{134}\text{I}$	2,00	1,0	1,0	1,0	0,85	0,50	0,41	0,34
$^{91}\text{Sr}$	0,65	$1,6 \cdot 10^{-1}$	$5,9 \cdot 10^{-2}$	$1,3 \cdot 10^{-2}$	$1,6 \cdot 10^{-3}$	$2,9 \cdot 10^{-4}$	$1,4 \cdot 10^{-4}$	$1,2 \cdot 10^{-4}$
$^{92}\text{Sr}$	1,20	$3,2 \cdot 10^{-1}$	$3,0 \cdot 10^{-2}$	$4,7 \cdot 10^{-3}$	$4,7 \cdot 10^{-4}$	$9,0 \cdot 10^{-5}$	$4,5 \cdot 10^{-5}$	$3,4 \cdot 10^{-5}$
$^{139}\text{Ba}$	1,70	0,62	0,50	$1,8 \cdot 10^{-1}$	$2,9 \cdot 10^{-2}$	$4,6 \cdot 10^{-3}$	$2,3 \cdot 10^{-3}$	$1,9 \cdot 10^{-3}$

ции  $^{17}\text{O}$  ( $n, p$ ) $^{17}\text{N}$ . Изотоп  $^{17}\text{N}$  испускает нейтроны с  $T_{1/2} = 4,13 \text{ сек}$ , что сравнимо с периодом циркуляции теплоносителя в контуре, равным примерно  $20 \text{ сек}$ . Для подавления фона от  $^{17}\text{N}$  время протекания воды к регистрирующему детектору искусственно увеличивают.

Принципиальная схема системы КГО по запаздывающим нейтронам, применяемая на ВВЭР-440, заключается в следующем. Пробу теплоносителя отбирают из напорного коллектора главного циркуляционного насоса и через задерживающую емкость с временем выдержки  $50\text{—}60 \text{ сек}$  направляют в измерительную емкость, состоящую из блока детектирования и водяного отражателя. Запаздывающие нейтроны регистрируются счетчиком СМ-11. Проба теплоносителя, пройдя измерительный контур, поступает на всасывающий коллектор ГЦН. Циркуляция теплоносителя обеспечивается перепадом давления на ГЦН. Одновременно с регистрацией запаздывающих нейтронов вторичная аппаратура позволяет измерять температурный перепад  $\Delta t$ , пропорциональный мощности петли. Показывающий прибор регистрирует отношение  $N/\Delta t$  ( $N$  — скорость счета запаздывающих нейтронов). При работе в стационарном режиме, когда перемешивание теплоносителя между петлями незначительно, отношение  $N/\Delta t$  постоянно, так как и  $N$  и  $\Delta t$  пропорциональны мощности петли. В случае появления негерметичного твэла отношение  $N/\Delta t$  возрастает, что позволяет контролировать динамику разгерметизации оболочки в процессе работы реактора на мощности.

В принципе с помощью этой системы можно определить район расположения негерметичной кассеты в активной зоне. Для этого с помощью кассет СУЗ локально возмущают мощность. Кажется естественным, что при наличии в исследуемом районе негерметичной кассеты изменение активности запаздывающих нейтронов будет значительным. Этим методом удалось выявить сильно негерметичные кассеты. Однако при наличии в активной зоне большого количества слабо негерметичных кассет получение надежных результатов затруднено. Это связано в первую очередь с неравномерностью распределения мощности по активной зоне, в результате которой влияют поглотителей СУЗ, пропорциональное квадрату плотности нейтронного потока, оказывается сильно отличающимся для различных районов. Кроме этого, введенный поглотитель деформирует нейтронное поле не только в локальном районе, но и во всей активной зоне. Поэтому при дальнейших исследованиях необходимо разработать методы экспериментальной и расчетной корреляций, учитывающие влияние распределения нейтронного поля.

В последнее время разрабатываются методы непрерывного контроля состояния твэлов путем регистрации  $\gamma$ -излучения короткоживущих продуктов деления. Регистрацию  $\gamma$ -излучения осуществляют без применения каких-либо пробоотборных устройств с помощью сцинтилляционных детекторов, установленных непосредственно на трубопроводах I контура. Детекторы помещают

в защиту с коллиматором. Активность чистого теплоносителя в месте установки детекторов обусловлена в основном активностью  $^{16}\text{N}$ ,  $T_{1/2}$  которого равен  $7,35 \text{ сек}$ . Время прохождения теплоносителя от момента выхода из активной зоны до момента прохождения точки установки сцинтилляционных детекторов составляет около  $10 \text{ сек}$ , поэтому для компенсации интенсивного  $\gamma$ -излучения  $^{16}\text{N}$  используют специальную электронную аппаратуру.

### § 8.3. Контроль герметичности оболочек твэлов на остановленном реакторе

Обнаружение кассет с негерметичными твэлами выполняется на остановленном реакторе перед началом перегрузки топлива. Методы контроля герметичности основаны на регистрации активности продуктов деления, выходящих из-под поврежденных оболочек твэлов, и отличаются друг от друга способом выделения и регистрации продуктов деления [63].

Газовый метод КГО [64] основан на барботировании воздуха через пробу воды, взятую из исследуемой кассеты, с последующим осаждением аэрозолей и изотопов иода на специальных фильтрах. В газовой фазе остаются газообразные продукты деления, в основном изотопы иода и криптона, активность которых измеряется пересчетными установками. Теллур-иодный метод КГО [65] предусматривает сорбцию иода на специальных фильтрах с последующим определением на гамма-спектрометре активности изотопа  $^{132}\text{I}$ , являющегося продуктом  $\beta$ -распада  $^{132}\text{Te}$ . Можно также измерять активность изотопов  $^{134}\text{Cs}$  или  $^{137}\text{Cs}$  в пробе воды, взятой из кассеты.

В первоначальный период эксплуатации ВВЭР пробы воды отбирали с помощью специального пробоотборника без извлечения кассет из активной зоны. Главное условие качественного пробоотбора из измеряемой кассеты заключается в отсутствии подмешивания воды из соседних кассет, что при конструкции активной зоны действующих ВВЭР трудно осуществимо. Поэтому методы КГО с отбором проб воды из кассет в активной зоне имели недостаточную чувствительность.

Установка проверяемых кассет в специальный, герметично уплотняемый пенал, находящийся в бассейне перегрузки или совмещенный с перегрузочным оборудованием, позволяет получать представительные пробы воды из кассет после настаивания в течение определенного времени. Анализ полученных проб проводится теми же методами: газовыми, теллур-иодным, радиохимическим и др. Сравнение активности пробы воды из измеряемой кассеты с фоновой (при отсутствии кассеты в пенале) позволяет судить о наличии негерметичных твэлов.

На Нововоронежской АЭС получил широкое применение пенальный метод КГО с анализом активности газовой пробы, получаемой при обезвоживании кассеты в пенале [66]. Саморазогрев кассеты

в воздухе в течение ограниченного времени за счет остаточного энерговыделения увеличивает выход летучих и газообразных продуктов деления из дефектных твэлов, что позволяет повысить чувствительность КГО. Методы обезвоживания, как правило, выявляют все негерметичные твэлы, в том числе и твэлы, имеющие микродефекты и газовую неплотность. Показания газовой активности у кассет с сильно негерметичными твэлами превышают фоновое значение в 1000 раз и более.

Следует отметить, что все методы контроля герметичности находятся в стадии разработки и позволяют судить о степени негерметичности твэлов лишь качественно. Точные же критерии степени негерметичности твэлов, руководствуясь которыми можно было бы сделать вывод о возможности дальнейшей эксплуатации кассеты или о необходимости ее выгрузки, пока не разработаны. Между тем важность этого вопроса очевидна, так как замена негерметичных кассет кассетами со свежим топливом ухудшает экономические показатели АЭС. В этом отношении метод обезвоживания кассет, позволяющий обнаруживать даже микродефекты с очень малой степенью негерметичности, нельзя применять для отбраковки кассет.

Опыт эксплуатации ВВЭР показывает, что в активной зоне практически всегда присутствует некоторое количество негерметичных твэлов. Важно только, чтобы степень негерметичности не превышала допустимого значения (см. § 8.2). Например, в ВВЭР-210 длительное время эксплуатировалась экспериментальная кассета, негерметичность твэлов которой была зафиксирована в 1973 г. При проведении КГО в 1974 г. увеличения негерметичности в этой кассете обнаружено не было, что послужило основанием для ее эксплуатации до планового выгорания с выгрузкой в 1975 г. В связи с этим негерметичные кассеты отбраковывают только при условии большого превышения активности над фоновой, отмечаемого как газовым, так и теллур-иодным методом, чувствительность которого ниже, в результате чего с его помощью и регистрируются только достаточно крупные дефекты.

#### § 8.4. Изучение отработавшего ядерного топлива в горячей камере

Детальное изучение состояния твэлов, достигших необходимого выгорания и выгруженных из реактора, осуществляется в горячей камере. В процессе исследований оценивается состояние отработавших твэлов и других узлов кассеты, выявляются дефектные твэлы и причины возникновения дефектов, оцениваются возможности достижения сверхпланового выгорания и намечаются пути совершенствования кассет. Кроме этого, при  $\gamma$ -спектрометрических исследованиях отработавших твэлов можно экспериментально определить абсолютное значение выгорания горючего и распределение выгорания по сечению и высоте кассет и получить сведения о миг-

рации осколков деления, что косвенно позволяет оценить рабочую температуру топлива в твэлах.

Твэлы ВВЭР работают при высоких перепадах температуры между центральной частью твэлов и оболочкой, создающих термические напряжения. Флюенсы нейтронов, воздействующие на твэлы, достигают значений порядка  $10^{21}$  нейтр/см<sup>2</sup>. При таких условиях эксплуатации твэлов происходит распухание топлива с накоплением газообразных осколков деления под оболочкой и изменение прочностных свойств оболочек твэлов.

Экспериментальное изучение отработавших кассет в горячей камере позволило сделать вывод, что конструкция кассет ВВЭР и твэлов и технология их изготовления обеспечивают достаточную работоспособность горючего до проектного выгорания и выше.

При исследовании отработавших кассет в горячей камере в первую очередь производится визуальный осмотр с целью выявления возможных дефектов и оценки характера отложений продуктов коррозии. Оборудование горячей камеры позволяет измерить диаметр и длину твэла, давление газообразных продуктов деления под оболочкой, предел прочности и относительное удлинение оболочек твэла и определить химический состав обнаруженных отложений.

В табл. 8.6 для примера приведены экспериментальные данные об изменении диаметра и длины твэлов кассет ВВЭР-365 II блока НВАЭС [67]. Изменение диаметра твэла находится в пределах допуска на изготовление, т. е. поперечное распухание оболочек фактически отсутствует. Увеличение длины твэлов несколько выше допуска на изготовление. Конструкция кассет позволяет компенсировать температурные удлинения твэлов, при этом отсутствие их искривления указывает на нормальную компенсацию таких удлинений.

Давление газообразных осколков деления под оболочкой твэла определяется путем прокола оболочки. В исследованных кассетах ВВЭР-365 давление газа под оболочками твэла в рабочих условиях равно около  $10$  кгс/см<sup>2</sup>. Такое значение давления под оболочкой указывает на то, что температура топливных таблеток при работе твэлов не превышает  $1600^\circ\text{C}$  [68].

Особое внимание уделяется изучению твэлов с обнаруженными дефектами в оболочке.

В качестве возможных причин повреждения оболочек твэлов можно назвать следующие: 1) местный перегрев; 2) растрескивание, связанное с напряжениями или усталостью, а также с влиянием

Таблица 8.6

Изменение геометрических размеров твэлов под облучением

Выгорание, Мвт·сутки, $10^{+3}$ <i>mU</i>	Изменение размеров твэла, %	
	диаметра	длины
7,5	-0,55	0,16
19,1	-0,22	0,17
25,6	0,33	0,24

Ядерно-физические свойства характерных осколков деления

Изотоп	$T_{1/2}$	$E_{\gamma, \text{кэВ}}$	Выход $\gamma$ -квантов на один акт $\beta$ -распада, %	Выход на один акт деления, %				$\sigma_a$ нейтронов, бари	
				$^{235}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$	тепловых	надтепловых	
$^{95}\text{Zr}$	$63,98 \pm 0,06$ суток	$724,23 \pm 0,04$ $756,74 \pm 0,04$	$43,5 \pm 0,5$ $54,3 \pm 0,5$	$6,455 \pm 0,032$	$4,9 \pm 0,25$	—	—	—	—
$^{106}\text{Ru}$	$368,3 \pm 2$ суток	$511,8 \pm 0,2$ $622,1 \pm 0,2$	$20,6 \pm 0,6$ $9,94 \pm 0,11$	$0,39 \pm 0,0039$	$4,34 \pm 0,145$	$6,08 \pm 0,608$	9	1,72	—
$^{137}\text{Cs}$	Стабилен	—	—	$6,72 \pm 0,0336$	$7,18 \pm 0,15$	$6,64 \pm 0,199$	$29,5 \pm 2,0$	46,2	—
$^{134}\text{Cs}$	$2,058 \pm 0,012$ лет	$604,62 \pm 0,05$ $795,84 \pm 0,03$ $802,06 \pm 0,08$	$97,5 \pm 0,1$ $85,4 \pm 0,9$ $8,73 \pm 0,15$	—	—	—	134,0	5,83	—
$^{137}\text{Cs}$	$29,901 \pm 0,045$ лет	$661,64 \pm 0,8$	$84,6 \pm 0,4$	$6,27 \pm 0,0314$	$6,48 \pm 0,194$	$6,52 \pm 0,196$	0,11	—	—
$^{144}\text{Ce}$	$284,5 \pm 0,4$ суток	$696,48 \pm 0,09$ $1489,14 \pm 0,07$ $2185,72 \pm 0,05$	$1,51 \pm 0,05$ $0,29 \pm 0,02$ $0,74 \pm 0,03$	$5,42 \pm 0,0272$	$3,85 \pm 0,012$	$4,09 \pm 0,04$	1	2,2	—

термических циклов сердечника и оболочки твэла при быстрых и значительных изменениях мощности кассет и реактора в целом; 3) распухание или чрезмерное удлинение твэлов, вызванное накоплением газообразных продуктов деления или структурными изменениями топливных таблеток; 4) развитие микродефектов оболочки твэлов, не выявленных в процессе изготовления кассет на заводе.

Основной причиной появления повреждений оболочек твэлов является, по-видимому, развитие скрытых дефектов, не выявленных при заводском контроле.

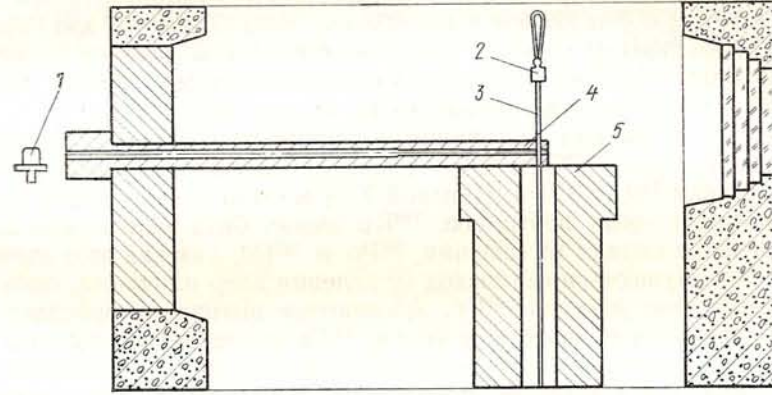


Рис. 8.3. Схема установки для гамма-спектрометрического исследования выгорания топлива:

1 — Ge (Li)-детектор; 2 — захват; 3 — тепловыделяющий элемент; 4 — коллиматор; 5 — стол для разделки кассет

Количество отложений продуктов коррозии на поверхности твэла незначительно [69] и не может привести к серьезным нарушениям теплоотвода. В значительной степени это объясняется отсутствием застойных зон в кассетах. Обнаруживаемые отложения имеют темно-коричневую окраску на фоне темно-серой окисной пленки оболочек твэлов и легко снимаются ватным тампоном. Застойные зоны появляются в зазорах между чехлами кассет. На поверхности чехлов кассет поэтому наблюдается повышенное осаждение коррозионных отложений, которые активируются в нейтронном потоке. Активированные продукты коррозии, отложившиеся на чехлах кассет и внутрикорпусных устройствах, при нарушениях водного режима могут распространиться по всему I контуру и увеличить радиоактивное загрязнение оборудования.

Исследование отработавших кассет позволяет получить информацию об условиях работы топлива в реакторе.

С помощью  $\gamma$ -спектрометрии отработавших твэлов можно определить абсолютное значение выгорания горючего, распределение выгорания по сечению и высоте кассет и ряд других характеристик

[70—72]. Метод  $\gamma$ -спектрометрии осколков деления позволяет проводить измерения выгорания без предварительной радиохимической переработки облученного топлива. Для оценки выгорания выбирают осколки деления и продукты их распада, имеющие высокий выход и достаточно большой период полураспада (табл. 8.7).

В горячей камере НВАЭС  $\gamma$ -спектры осколков деления определяют полупроводниковым германий-литиевым детектором с использованием многоканального анализатора. После разборки кассеты твэлы устанавливают перед щелью коллиматора и перемещают по высоте относительно детектора (рис. 8.3). С помощью многоканального анализатора хорошо разрешаются  $\gamma$ -линии 513 кэв от  $^{85}\text{Kr}$  и  $^{106}\text{Ru}$ ; 605 и 796 кэв  $^{134}\text{Cs}$ , 622 кэв  $^{106}\text{Ru}$ , 724 и 757 кэв  $^{85}\text{Zr}$  и др. Интенсивности  $\gamma$ -линий различных осколков деления зависят от глубины выгорания топлива, времени выдержки после облучения и распределения мощности по высоте твэла.

Для определения выгорания ядерного топлива используется  $\gamma$ -линия изотопов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{106}\text{Ru}$ . Изотоп  $^{137}\text{Cs}$  имеет большой выход при делении  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , большой  $T_{1/2}$  и очень малое сечение поглощения тепловых нейтронов.  $^{106}\text{Ru}$  может быть использован для определения вклада от деления  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$ , так как этот изотоп имеет преимущественный выход от деления ядер плутония, однако требуется учет распада  $^{106}\text{Ru}$ . Абсолютное выгорание определяют сравнением интенсивности  $\gamma$ -линии  $^{137}\text{Cs}$  исследуемого топлива и эталонного цезиевого источника, имеющего известную активность.

В табл. 8.8 в качестве примера приведены результаты измерения выгорания топлива в кассетах ВВЭР-210 и ВВЭР-365. Погрешность определения выгорания  $^{235}\text{U}$  не превышает  $\pm 10\%$ , а  $^{239}\text{Pu}$   $\pm 15\%$ .

Таблица 8.8

Экспериментальные значения глубины выгорания ядерного топлива в кассетах ВВЭР-210 и ВВЭР-365

Измеряемая величина	ВВЭР-210	ВВЭР-365
Средняя интенсивность $\gamma$ -линий, имп/сек:		
$^{106}\text{Ru}$ (622 кэв)	2,51	5,86
$^{137}\text{Cs}$ (662 кэв)	20,68	24,46
Среднее число ядер в 1 см <sup>3</sup> :		
$^{106}\text{Ru}$	$7,58 \cdot 10^{18}$	$9,68 \cdot 10^{18}$
$^{137}\text{Cs}$	$2,72 \cdot 10^{19}$	$3,268 \cdot 10^{19}$
Число разделившихся ядер в 1 см <sup>3</sup> :		
$^{235}\text{U}$	$2,81 \cdot 10^{20}$	$3,225 \cdot 10^{20}$
$^{239}\text{Pu}$	$1,42 \cdot 10^{20}$	$1,844 \cdot 10^{20}$
Выгорание, кг шл/т U:		
$^{235}\text{U}$	$12,465 \pm 1,135$	$14,362 \pm 1,044$
$^{239}\text{Pu}$	$6,404 \pm 0,665$	$8,314 \pm 0,651$
Полное выгорание, кг шл/т U	$18,869 \pm 2,624$	$22,616 \pm 2,420$

Проверку  $\gamma$ -спектрометрического метода определения выгорания осуществляют масс-спектрометрическим методом после радиохимической переработки. Как правило, в пределах погрешности результаты совпадают.

Важное практическое значение имеет определение неравномерности выгорания по высоте и радиусу кассеты, которая определяется  $\gamma$ -спектрометрией изотопов в 20—30 твэлах кассеты на различной высоте.

По измерению распределения изотопов цезия и рутения может быть сделан вывод о температурном режиме работы твэлов. Миграция изотопов цезия наблюдается при температуре двуокиси урана выше 1600° С [68], а при проплавлении топлива мигрирует изотоп  $^{106}\text{Ru}$ . Исследования твэлов кассет ВВЭР-210 и ВВЭР-365 показали, что температура топлива не превышает 1600° С.



РАБОТОСПОСОБНОСТЬ КОНСТРУКЦИОННЫХ  
МАТЕРИАЛОВ ОБОРУДОВАНИЯ  
И ВОДНО-ХИМИЧЕСКИЙ РЕЖИМ  
I КОНТУРА РЕАКТОРА

§ 9.1. Требования к материалам I контура

К конструкционным материалам ВВЭР относятся металлы и сплавы, из которых изготавливают корпус реактора, главные трубопроводы, детали парогенераторов, главные циркуляционные насосы, компенсатор объема и другое оборудование I контура. Основными критериями при выборе материалов в обычной энергетике являются механические свойства и коррозионная стойкость. К реакторным конструкционным материалам предъявляются более высокие требования, связанные с наличием радиационного воздействия.

Корпус реактора должен обеспечивать надежную герметизацию активной зоны в течение всего периода эксплуатации (30 лет и более). Поэтому к материалу корпуса предъявляются требования высокой коррозионной стойкости в водном теплоносителе, высокой радиационной стойкости и устойчивости к хрупкому разрушению. Материал корпуса должен иметь малую теплоемкость, большую теплопроводность и возможно низкий коэффициент термического расширения. Последнее требование вызвано наличием в стенках корпуса постоянного градиента температуры, приводящего к термическим напряжениям, пропорциональным градиенту температуры, при прочих равных условиях тем больше, чем выше теплоемкость и ниже теплопроводность материала. Наличие температурных неравномерностей в стенках корпуса специфично для ядерных реакторов и вызвано неравномерным распределением источников тепла (по реакции ( $n$ ,  $\gamma$ ) и от воздействия прямого  $\gamma$ -излучения активной зоны реактора). Ослабление  $\gamma$ -излучения активной зоны в стенке корпуса ведет к неравномерному абсолютному поглощению энергии в различных слоях по сечению. Максимальная плотность источников тепла приходится на границу стенки корпуса, обращенную к активной зоне (рис. 9.1 [73]). Воздействие прямого  $\gamma$ -излучения активной зоны на корпус реактора столь значительно, что для его ослабления принимаются специальные меры, в частности установка теплового экрана [3].

Требование радиационной стойкости означает отсутствие значительных изменений механических свойств материала под воздействием нейтронного,  $\gamma$ - и  $\beta$ -излучения. Что касается требований к технологическим свойствам, то материал корпуса реактора дол-

жен обладать хорошей свариваемостью в больших сечениях, поскольку стенки корпуса имеют значительную толщину.

Из всех узлов ядерной энергетической установки, находящихся вне корпуса реактора, наиболее трудны в отношении выбора материалов и технологии изготовления парогенераторы. Некоторые детали парогенераторов контактируют с теплоносителями обоих кон-

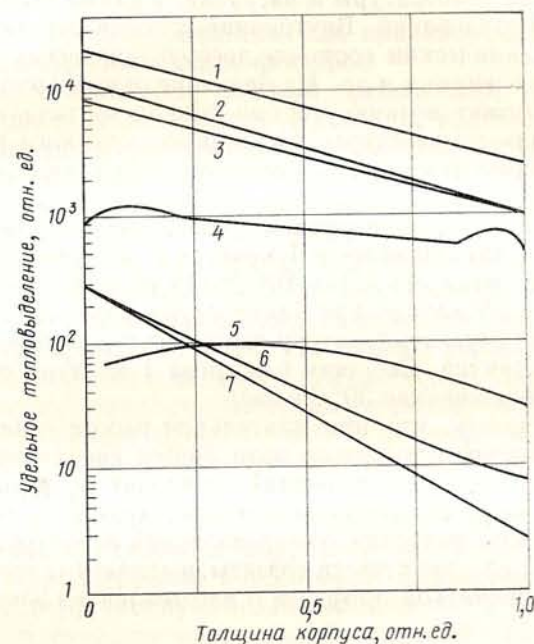


Рис. 9.1. Изменение основных составляющих удельного радиационного теплового выделения по толщине стального корпуса ВВЭР (тепловая защита содержит 35% стали и 65% воды без бора):

1 — полное тепловыделение; 2 — тепловыделение, обусловленное поглощением  $\gamma$ -излучения из активной зоны; 3 — тепловыделение, обусловленное поглощением захватного  $\gamma$ -излучения из стали тепловой защиты; 4 — тепловыделение, обусловленное поглощением захватного  $\gamma$ -излучения, возникшего в самом корпусе; 5 — тепловыделение, обусловленное поглощением  $\gamma$ -излучения неупругого рассеяния нейтронов в самом корпусе; 6 — тепловыделение, обусловленное поглощением захватного  $\gamma$ -излучения из воды тепловой защиты; 7 — тепловыделение, обусловленное поглощением  $\gamma$ -излучения неупругого рассеяния нейтронов в стали тепловой защиты

туров и поэтому должны обладать высокой коррозионной стойкостью при двустороннем коррозионном воздействии сред I и II контуров. Представляет определенные трудности и выбор материалов для ГЦН, отдельные детали и узлы которых подвергаются воздействию теплоносителя, протекающего с большой скоростью. От материала рабочих колес ГЦН кроме коррозионной стойкости требуется значительная эрозионная и кавитационная стойкость.

Перечисленным требованиям в наибольшей степени удовлетворяют различные сорта сталей [74]. Основную опасность при исполь-

зовании их в качестве конструкционных материалов представляет процесс хрупкого разрушения, в результате которого могут образовываться хрупкие изломы, развивающиеся с большой скоростью —  $(1-3) \cdot 10^3$  м/сек. Хрупкость не является постоянным свойством стали, а возникает лишь при определенном сочетании внешних и внутренних факторов и условий. К внешним условиям относятся скорость изменения температуры и нагрузки, а также конструктивные особенности оборудования. Внутренние условия связаны со структурой стали, химическим составом легирующих добавок, неметаллическими включениями и др. На практике режим хрупкого разрушения стали может возникнуть при резком увеличении нагрузки или уменьшении температуры. На процесс хрупкого разрушения оказывает влияние и скорость изменения нагрузки, т. е. скорость деформации.

Условия хрупкого разрушения учитывают при эксплуатации ВВЭР, ограничивая давление в I контуре в зависимости от температуры корпуса реактора. Для ВВЭР-440 не разрешается подъем давления выше  $50$  кгс/см<sup>2</sup> при температуре корпуса ниже  $90^\circ$  С, при этом допустимую температуру изменяют в зависимости от времени работы корпуса. Скорость разогрева I контура ограничивается  $20$ , а расхолаживание  $30^\circ$  С в час.

Следует отметить, что при длительной работе в напряженном состоянии вероятность хрупкого разрушения увеличивается. Длительная концентрация напряжений приводит к возникновению микротрещин, которые приближают начало хрупкого разрушения. К технологическим факторам, увеличивающим вероятность хрупкого разрушения, следует отнести дефекты, вызываемые термообработкой, сваркой, прокаткой профилей и изготовлением элементов оборудования.

При выборе конструкционных материалов I контура, в первую очередь для корпуса реактора, необходимо учитывать повышение критической (на хрупкость) температуры  $T_{кр}$  в результате облучения. Этот температурный сдвиг не зависит от химического состава, термообработки и прочности стали. Ухудшение пластических свойств стали в результате облучения — следствие нарушения атомной решетки. Радиационная стойкость сталей определяется их способностью частично восстанавливать свою структуру после полученных радиационных повреждений. Восстановление идет тем быстрее, чем выше температура стали.

Радиационный ресурс  $R$  корпуса реактора определяют по формуле [75]

$$R \leq F_{доп} / \varphi K, \quad (9.1)$$

где  $\varphi$  — плотность нейтронного потока в наиболее опасном месте корпуса реактора;  $F_{доп}$  — допустимый флюэнс нейтронов;  $K$  — коэффициент запаса.

Допустимый флюэнс нейтронов  $F_{доп}$  связан с допустимым изменением критической температуры хрупкости  $\Delta T_{кр, доп}$  и зави-

симостью изменения критической температуры хрупкости  $\Delta T_{кр}$  от флюэнса нейтронов  $F$ :

$$F_{доп} = f_1 (\Delta T_{кр, доп}); \quad (9.2)$$

$$\Delta T_{кр} = f_2 (F). \quad (9.3)$$

Зависимость (9.3) определяют, как правило, экспериментально с учетом перечисленных выше факторов.

Как уже указывалось, важным требованием, предъявляемым к конструкционным материалам I контура, является их коррозионная стойкость. Коррозия конструкционных материалов в воде обычно носит электрохимический характер [76].

Разновидностью электрохимической коррозии является щелевая коррозия, протекающая в застойных зонах теплоносителя (например, в местах механических соединений). Кислород влияет на скорость электрохимической коррозии двояко. С одной стороны, обеспечивая унос электронов с корродируемой поверхности, кислород ускоряет коррозию, так как увеличивает разность потенциалов между корродируемой поверхностью и раствором. С другой стороны, кислород может окислять материал корродируемой поверхности, препятствуя переходу ионов металла в раствор, что при условии образования сплошной защитной пленки окисла резко уменьшает скорость коррозии.

Наличие в растворе химически активных анионов, например  $Cl^-$ , увеличивает скорость коррозии, поскольку препятствует пассивации корродируемой поверхности. Повышение температуры увеличивает диффузионную подвижность ионов в растворе, а следовательно, и скорость коррозии. В закрытой системе, которую представляет собой I контур ВВЭР, скорость коррозии с ростом температуры возрастает практически по линейному закону.

Воздействие нейтронного излучения приводит к ухудшению защитных свойств окисных пленок и, как следствие, к увеличению скорости коррозии. Кроме того, излучение реактора меняет состав теплоносителя, что также повышает скорость коррозии.

Коррозионно-стойкие конструкционные материалы получают обычно легированием, которое способствует улучшению механических свойств металла и повышает его коррозионную стойкость. Примером эффективного антикоррозионного легирования может служить создание нержавеющей сталей. Обнаружено, например, что при содержании в стали более 12% Cr резко повышается ее коррозионная стойкость в пароводяной среде. При использовании в качестве конструкционных материалов нержавеющей сталей необходимо считаться с возможностью возникновения межкристаллитной коррозии [76] при неравномерном распределении легирующих добавок по границам зерен основного металла. Например, в нержавеющей стали 1X18N10T при работе в интервале температур  $500-800^\circ$  С могут образоваться хромистые карбиды с соответствующим

снижением содержания Сг и увеличением избирательной коррозии на границах зерен.

Предотвращение межкристаллитной коррозии достигается снижением содержания углерода, уменьшающим образование карбидов хрома, термической обработкой, исключаяющей неоднородное содержание хрома в зерне, дополнительным легированием стали более сильными, чем хром, карбидообразователями, например ниобием и титаном. Склонность материалов к межкристаллитной коррозии увеличивается с укрупнением зерна, так как при этом пограничные участки обедняются легирующим элементом.

### § 9.2. Особенности водно-химического режима I контура

Вода, циркулирующая в I контуре, должна удовлетворять нормам водно-химического режима. Выбор этих норм диктуется в первую очередь необходимостью обеспечения коррозионной стойкости конструктивных элементов I контура реактора. Не менее важное требование — отсутствие значительных отложений продуктов коррозии на твэлах, трубках парогенераторов и другом оборудовании контура. Накопление отложений на оболочках твэлов может привести к ухудшению теплоотвода и недопустимому перегреву ядерного горючего. Кроме того, они снижают коэффициент размножения и уменьшают глубину выгорания ядерного горючего (см., например, [77]).

Продукты коррозии, попавшие в теплоноситель, проходя через активную зону, активируются нейтронами и в дальнейшем откладываются на внутренних поверхностях I контура, находящихся вне активной зоны. Радиоактивное загрязнение внутренних поверхностей оборудования I контура усложняет проведение ремонтных работ и приводит к необходимости выполнения дорогостоящей дезактивации. Коррозионные отложения на трубках парогенераторов ухудшают теплоотвод от I контура с соответственным снижением паропроизводительности.

Из вышеизложенного очевидно, что концентрация продуктов коррозии в воде I контура должна быть строго ограничена.

Под воздействием нейтронного и  $\gamma$ -излучения в воде I контура протекают химические реакции, накладывающие дополнительные требования к водно-химическому режиму. При замедлении нейтронов в воде происходит разрыв первичных связей молекул воды и образование свободного кислорода. Аналогичное действие оказывает  $\gamma$ - и  $\beta$ -излучение. Радиолитическое разложение воды, протекающее по реакции



обратно, т. е. образующиеся радикалы могут рекомбинировать. Обратимость реакции ограничивает накопление свободного кислорода в теплоносителе I контура, однако без принятия специальных мер количество его, особенно при наличии в теплоносителе примесей,

может превысить допустимый предел, определяемый безопасной скоростью коррозии.

Помимо кислорода отрицательное коррозионное воздействие на материалы реакторной установки оказывают хлористые и фтористые соединения, попадающие в I контур с подпиточной водой.

Допустимое количество свободного кислорода, хлор- и фтор-иона в воде определяется коррозионной стойкостью материалов I контура.

Дополнительные требования к водно-химическому режиму ВВЭР накладываются при компенсации избыточной реактивности жидким поглотителем нейтронов — борной кислотой (см. § 4.3). Борная кислота обладает целым рядом важных преимуществ по сравнению с другими растворимыми в воде поглотителями нейтронов — «нейтронными ядрами»: борная кислота хорошо растворима в воде и ее растворимость растет с повышением температуры; она практически не реагирует с материалами I контура, причем ее инертность растет с повышением температуры; она не откладывается и не дает соединений, способных откладываться на внутренних поверхностях конструктивных элементов реакторной установки. Вместе с тем борная кислота имеет и определенные недостатки, приводящие к необходимости корректировки водного режима. Наличие борной кислоты в I контуре приводит к уменьшению рН теплоносителя и связанному с этим росту коррозионных отложений на твэлах. Кроме того, борная кислота затрудняет очистку теплоносителя от некоторых примесей, например хлоридов.

Для увеличения рН при регулировании реактивности борной кислотой в теплоноситель реактора дозируют щелочи (как правило, гидрат окиси калия). Однако при расчете количества добавляемой щелочи необходимо учитывать, что в процессе работы реактора в теплоносителе I контура накапливается изотоп  $^7\text{Li}$ , что ведет к повышению рН теплоносителя.

Таким образом, нормальный водно-химический режим ВВЭР может быть обеспечен при следующих условиях: 1) при поддержании рН теплоносителя в оптимальных пределах; 2) при ограничении концентрации свободного кислорода, хлор- и фтор-иона в теплоносителе I контура; 3) при эффективном удалении продуктов коррозии и других примесей из теплоносителя I контура.

### § 9.3. Способы регулирования качества воды I контура

Одно из главных условий уменьшения коррозии конструктивных материалов — ограничение содержания свободного кислорода в теплоносителе I контура.

Смещение равновесия в реакции (9.4) в сторону образования воды достигается созданием в I контуре избыточной концентрации водорода. Эта задача может быть решена несколькими путями. В частности, теплоноситель, поступающий для подпитки I контура, можно насыщать свободным водородом до концентрации  $\sim 40$  мл/кг

при нормальных условиях [78]. Однако введение свободного водорода в контур — операция технологически неудобная, особенно при использовании водоочистных установок высокого давления. Значительно проще получать водород непосредственно в контуре радиационным разложением аммиака:



При этом и сам аммиак тоже может вступать в реакцию с кислородом с образованием азота, воды, нитрит- и нитрат-ионов; последние восстанавливаются при избытке аммиака или водорода до азота и воды.

Концентрацию свободного кислорода в теплоносителе I контура снижают введением в теплоноситель гидразина  $\text{N}_2\text{H}_4 \cdot \text{H}_2\text{O}$ . При работе реактора на мощности гидразин быстро распадается на  $\text{N}_2$ ,  $\text{H}_2$  и  $\text{NH}_3$ , однако даже за короткий промежуток времени пребывания в контуре гидразин позволяет снизить концентрацию попавшего в контур кислорода за счет его соединения с водородом до очень низких значений. Введение гидразина в теплоноситель особенно целесообразно при попадании в контур больших количеств кислорода, например при работе на открытом реакторе.

Не менее важен вопрос о выборе и методах поддержания оптимального значения рН теплоносителя. Повышение рН позволяет снизить скорость коррозии нержавеющей и углеродистой стали и уменьшить поступление продуктов коррозии в теплоноситель. Однако имеются сведения [78], что при высоких значениях рН (выше 10) ускоряется коррозия циркониевых сплавов. В настоящее время практически на всех энергетических реакторах типа ВВЭР для получения необходимого рН теплоносителя применяют искусственную корректировку водного режима. Для повышения рН в контурную воду добавляют щелочи (KOH, LiOH) и аммиак.

Увеличение рН введением щелочей повышает растворимость продуктов коррозии и в первую очередь наиболее характерного для I контура магнетита  $\text{Fe}_3\text{O}_4$ . Растворимость  $\text{Fe}_3\text{O}_4$  в нейтральной, кислой и очень слабощелочной среде уменьшается с повышением температуры, что создает условия для неблагоприятного переноса продуктов коррозии и их отложения на наиболее горячих участках контура, т. е. на оболочках твэлов. С увеличением концентрации щелочи процесс идет в обратном направлении, что предпочтительнее.

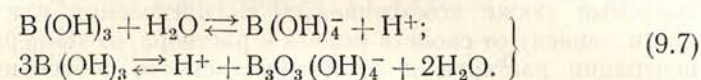
По своей агрессивности щелочи и основания располагаются в следующий ряд:



Поэтому аммиачный водный режим наиболее безопасен в отношении коррозии оболочек твэлов из сплавов циркония. Однако аммиак как регулятор рН теплоносителя обладает и существенным недостатком. При высокой температуре ( $\sim 300^\circ\text{C}$ ) основные свойства аммиака ослабевают. Для поддержания необходимого рН при работе реактора на мощности требуются очень высокие concentra-

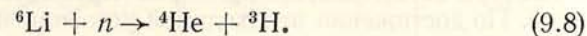
ции аммиака (до 0,1 г/кг и выше), что практически недостижимо. Кроме того, увеличение равновесной концентрации водорода, вызванное радиолитическим разложением аммиака, опасно из-за возможного радиационно-водородного охрупчивания корпусной стали.

С другой стороны, при высокой температуре кислотные свойства борной кислоты, добавляемой в теплоноситель для регулирования реактивности, ухудшаются, что связано с уменьшением степени диссоциации борной кислоты и концентрации водородных ионов, образующихся в результате реакции диссоциации:



Слабая кислотность борной кислоты может быть нейтрализована небольшими добавками едких щелочей.

При выборе подходящей щелочи для ВВЭР остановились на KOH. Применение NaOH отпало в связи с сильной активацией в реакторе и увеличением активности теплоносителя за счет распада сравнительно короткоживущего изотопа  $^{24}\text{Na}$ . При использовании LiOH из изотопа  $^6\text{Li}$ , содержащегося в естественном литии в количестве 7,5%, образуется тритий по реакции



На некоторых водо-водяных реакторах, например на АЭС «Шиппингпорт» [78], была применена LiOH без изотопа  $^6\text{Li}$ .

Калий также активируется нейтронами и образует радиоактивный изотоп  $^{42}\text{K}$  по реакции



с периодом полураспада 12,6 ч. Однако активность  $^{42}\text{K}$  в теплоносителе невелика, так как содержание изотопа  $^{41}\text{K}$  в естественном калии составляет всего 6,41%, а сечение поглощения нейтронов 1,19 барн.

При регулировании рН теплоносителя едкими щелочами необходимо учитывать, что, согласно литературным данным [79], высокие концентрации щелочи могут привести к коррозионному растрескиванию нержавеющей стали. Поэтому для стабилизации концентрации KOH на небольшом постоянном уровне в теплоноситель добавляют аммиак.

Аммиачно-калиевый режим позволяет очень удобно нейтрализовать влияние борной кислоты. При работе реактора на мощности и высокой температуре теплоносителя, когда степень диссоциации борной кислоты незначительна, мала также диссоциация гидроокиси аммиака и ее свойства как основания выражены слабо. Основным нейтрализующим агентом в этих условиях является гидроксид калия. При низкой же температуре теплоносителя усиление основных свойств аммиака позволяет поддерживать необходимое коррозионно-безопасное значение рН без дополнительного увели-

чения концентрации едкого кали. Катионитовые фильтры в этом режиме работают в смешанной  $K^+ - NH_4^+$  форме и концентрация калия в теплоносителе стабильно поддерживается ионообменным равновесием:

$$\frac{[K^+]_T [NH_4^+]_{CM}}{[NH_4^+]_T [K^+]_{CM}} = K, \quad (9.10)$$

где индексы «Т» и «СМ» относятся к концентрации соответствующих ионов в теплоносителе и в смоле. Коэффициент равновесия  $K$ , называемый также коэффициентом распределения или избирательности, зависит от свойств ионита и раствора, от температуры и концентрации раствора и от количественного соотношения взаимодействующих ионов.

На практике оптимальная концентрация ионитов (в  $K^+$ - и  $NH_4^+$ -формах) в смоле создается в процессе работы фильтра. Сначала катионит переводится в аммонийную форму путем поглощения из теплоносителя избытка аммиака, концентрация которого при останове на перегрузку топлива доводится до 100—200 мг/кг. Затем, после выхода на мощность, в теплоноситель дозируется щелочь. Установление равновесия по калию между фильтром и водой I контура заканчивается примерно через сутки после введения щелочи. По достижении необходимой устойчивой концентрации калия в воде I контура ввод едкого кали прекращается, и в дальнейшем в контур вводится только аммиак.

Стабильная концентрация калия в теплоносителе достигается устойчивым удержанием его в катионитовых фильтрах, работающих в аммиачно-калиевой форме. В калиевую форму переводится примерно 10% катионита, что при общей емкости фильтра 1 м<sup>3</sup> соответствует 100 л. При полной емкости катионита КУ-2-8, равной 2,0 г-экв/л, для этого необходимо 170—200 г-экв едкого кали (или 10—11 кг). Для расчета концентрации калия, поддерживающей необходимое значение рН (7,1—7,3 при рабочей температуре), в зависимости от концентрации борной кислоты используется методика работы [80] (рис. 9.2). При необходимости увеличения концентрации калия его вытесняют из катионитового фильтра дополнительным введением аммиака.

По графикам типа рис. 9.2 учитывают содержание в теплоносителе примесей натрия и лития. Попадание натрия в I контур маловероятно, и содержание его в теплоносителе, как правило, незначительно. Что же касается лития, то присутствие его в теплоносителе при регулировании борной кислотой неизбежно. За кампанию ВВЭР-440 в I контуре накапливается примерно 800 г <sup>7</sup>Li. Если бы весь накопленный литий оставался в воде, то его концентрация составила бы 4 мг/кг. Фактическая же средняя концентрация лития примерно в 10 раз меньше. Это свидетельствует о том, что основная масса <sup>7</sup>Li сорбируется катионитовыми фильтрами, что подтверждается непосредственными измерениями, проведенными на НВАЭС [81]. Поскольку литий химически более активен, чем калий, его

влияние на рН теплоносителя необходимо учитывать, соответственно уменьшая концентрацию КОН.

В литературе имеются сведения (см. [81]), что литиевая щелочь более благоприятна в коррозионном отношении, чем калиевая. Поэтому кажется целесообразным на ВВЭР-440 по мере накопления <sup>7</sup>Li перейти полностью на аммиачно-литиевый режим, отказавшись от дозирования КОН в I контур. Это уменьшает радиоактивность теплоносителя по <sup>42</sup>K; сечение поглощения нейтронов изотопом <sup>7</sup>Li близко к нулю. Такой режим практически установился на ВВЭР-440 IV блока НВАЭС, где концентрация <sup>7</sup>Li достигла 1,5—2 мг/л, что

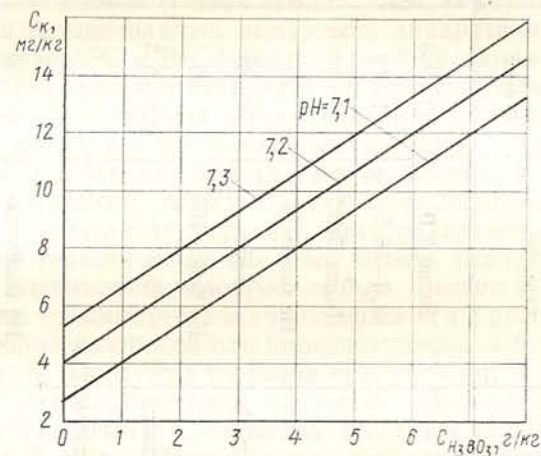


Рис. 9.2. График для определения содержания калия в теплоносителе в зависимости от концентрации борной кислоты при рабочей температуре теплоносителя 260°С при различных значениях рН

по химической активности соответствует 8,5—11 мг/л К. Естественно, что в этих условиях дополнительная дозировка в I контур калия прекращена.

При водном режиме, принятом для ВВЭР, максимальная скорость коррозии нержавеющей стали 1Х18Н9Т составляет около 0,4 мг/(м<sup>2</sup> · ч), стали перлитного класса 15Х2МФА, из которой изготовлен корпус ВВЭР-440, — около 8—10 мг/(м<sup>2</sup> · ч), при этом смыв продуктов коррозии достигает 60 и 80% соответственно, что следует признать благоприятным [78].

Нормы качества воды I контура характеризуют максимально допустимую концентрацию продуктов коррозии, кислорода, хлоридов и некоторых других веществ (например, натрия), а также оптимальное значение рН и необходимую концентрацию щелочных ингибиторов коррозии (калия, аммиака и др.) и водорода. Нормы и показатели качества воды I контура II—IV блоков НВАЭС представлены в табл. 9.1 [81].

Нормы и показатели качества воды I контура II—IV блоков НВАЭС

Показатель качества теплоносителя	Норма качества	Фактическое значение		
		II блок	III блок	IV блок
pH	Выше 6,0	7,0—9,5	7,0—9,4	7,0—9,4
Концентрация калия, мг/кг	2,0—16,5	1—12	1—12	2—12
Концентрация аммиака, мг/кг	Выше 5,0	5—30	5—15	3—20
Концентрация кислорода, мкг/кг	Не более 10	10	10	10
Концентрация водорода, м/кг (при нормальных условиях)	30—60	25—80	25—60	25—50
Концентрация хлоридов, мкг/кг	Не более 100	20	20	20
Концентрация борной кислоты в зависимости от состояния а. з, г/кг	0—8	0,0—3,5	0,0—6,0	0,0—6,0
Концентрация продуктов коррозии в пересчете на окислы железа, мкг/кг:				
при установленном режиме	Не более 200	0—150	0—200	0—100
при переходных режимах	Не более 1000	—	—	—
Средняя удельная суммарная β-активность, 10 <sup>-4</sup> кюри/кг	Не нормируется	7,5	7,5	2,5

## § 9.4. Очистка воды I контура

Поддержание необходимых норм качества воды I контура требует организации ее очистки. Водоочистка на АЭС с ВВЭР имеет некоторые особенности, определяющиеся спецификой водно-химического режима. В ВВЭР водные очистные установки наряду с удалением примесей выполняют функции регулятора значения pH, концентрации  $H_2BO_3$ , ингибиторов коррозии и т. п. В ВВЭР применяются фильтрационные водоочистные установки, включающие в себя ионообменные и механические фильтры. В ранних проектах энергетических блоков (I блок НВАЭС, АЭС «Райнсберг» в ГДР и др.) очистка осуществлялась выпарными аппаратами. Применение на большинстве АЭС с ВВЭР борного регулирования реактивности влечет за собой усиление коррозионной агрессивности теплоносителя и требует искусственной корректировки водного режима с автоматическим поддержанием в воде необходимой концентрации таких добавок, как борная кислота, щелочи, аммиак, водород. Основная масса примесей, загрязняющих теплоноситель, образуется в контуре в результате коррозии конструкционных материалов и нарушения герметичности оболочек твэлов. Поступление примесей извне с подпиточной водой может быть сведено к минимуму.

Примеси в теплоносителе могут содержаться в растворенном состоянии, в форме коллоидов или псевдоколлоидов и более или менее грубых взвесей. Продукты коррозии присутствуют в теплоносителе в основном в нерастворенном состоянии. Исследования на АЭС «Райнсберг» [82] показали, что железо более чем на 99% содержится именно в такой форме. Несколько меньше этот процент для марганца и хрома. Основная часть агрегированной фазы приходится на долю частиц размером 0,6—8 мкм, но имеется и заметное количество частиц размером до 15 мкм, в основном продуктов истирания подшипников.

Очистка теплоносителя I контура от нерастворимых загрязнений достигается применением механических фильтров, предусмотренных системой очистки. В ионообменных фильтрах используются ионообменные смолы «ядерного» класса высокой чистоты.

На ВВЭР-440 НВАЭС установки водоочистки имеют два ионообменных фильтра, рассчитанных на работу без сброса давления (рис. 9.3). По пресеку один из фильтров должен загружаться катионитом (смола КУ-2-8 чс), другой — анионитом (смола АВ-18-8 чс). В процессе эксплуатации выяснилось, что для поддержания водного режима в переходных процессах двух фильтров недостаточно. В переходных процессах вследствие изменения запаса реактивности, связанного с влиянием температурных эффектов и «отравления», возникает необходимость оперативного изменения концентрации борной кислоты. Наиболее удобно регулировать концентрацию борной кислоты специально выделенным для этой цели анионитовым фильтром. Этот фильтр при стационарной работе реактора отключается от I контура и подключается к нему только

при необходимости уменьшения концентрации жидкого поглотителя нейтронов. Такая схема регулирования концентрации борной кислоты применяется, например, на АЭС «Индиан Пойнт» № 1 (рис. 9.4), на которой очистка теплоносителя производится после снижения его давления [82].

В ВВЭР-440 оказалось возможным один из двух фильтров загрузить смесью катионита и анионита (в соотношении 1 : 1). При стационарном режиме работы очистка теплоносителя производится только на этом фильтре смешанного действия (ФСД).

Второй фильтр загружается анионитом и служит для регулирования концентрации борной кислоты.

При рабочей концентрации борной кислоты  $3-4 \text{ г/кг}$  скорость снижения концентрации составляет  $0,2 \text{ г/(кг} \cdot \text{ч)}$ . Общее количество боратионов, поглощаемых в  $1 \text{ м}^3$  анионита, достигает, в пересчете на борную кислоту,  $100-120 \text{ кг}$ . После истощения обменной емкости анионита по борной кислоте фильтр регенерируется раствором едкого кали.

Фильтры со смешанным слоем недостаточно эффективны к частицам нерастворенных загрязнений. Средний коэффициент очистки от нерастворимых загрязнений на ионообменных фильтрах составляет  $3-5$  [82]. В отдельных случаях накопившиеся нерастворимые загрязнения

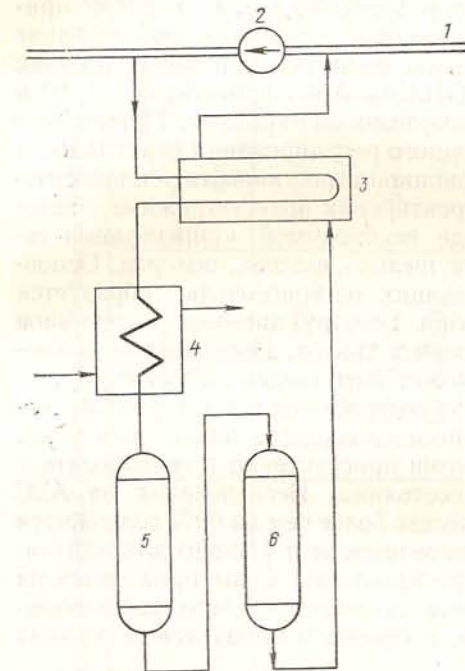


Рис. 9.3. Схема очистки продувочной воды на АЭС с ВВЭР-440:

1 — трубопровод I контура; 2 — главный циркуляционный насос; 3 — регенеративный теплообменник; 4 — доохладитель продувки; 5 — катионитный фильтр в  $\text{K}^+$ - $\text{NH}_4^+$ -форме; 6 — анионитный фильтр в  $\text{OH}^-$ -форме

можно выделить из фильтров в виде высококонцентрированных взвесей. Н-катионитовым фильтрам этот недостаток свойствен в меньшей степени. В связи с этим целесообразно выполнять ФСД со стратифицированными слоями ионитов и располагать внизу смешанный слой или анионит, а поверх него — Н-катионит (при подаче очищаемого теплоносителя сверху). Эффективно также применение катионитовых префильтров, увеличивающих коэффициент очистки по цезию.

Установки фильтрации высокого давления имеют ряд технологических преимуществ, которые окупают необходимые дополни-

тельные затраты: отпадает необходимость в тракте [продувочной воды со сборниками, питательными насосами высокого напора и т. п.; циркуляция воды в системе I контур — водоочистная установка

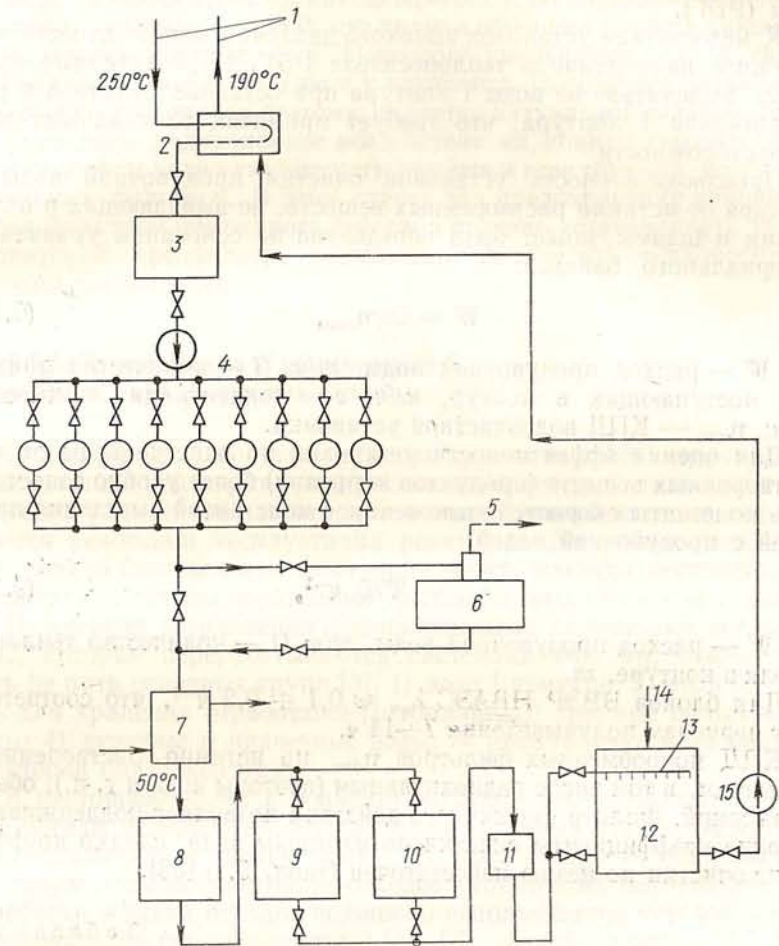


Рис. 9.4. Схема очистки продувочной воды АЭС «Индиан Пойнт» № 1:

1 — трубопроводы к первому контуру; 2 — регенеративный теплообменник; 3 — емкость для выдержки воды; 4 — волокистые фильтры ( $5 \text{ мкм}$ ); 5 — линия отвода газовых сдувок; 6 — дегазатор; 7 — холодильник; 8 — Н-катионитовый фильтр; 9 — фильтр со смешанным слоем; 10 — фильтр с анионитом в  $\text{OH}^-$ -или  $\text{H}_2\text{BO}_3$ -форме; 11 — металлокерамический фильтр ( $10 \text{ мкм}$ ); 12 — бак для очищенной воды (сатуратор); 13 — спринклеры; 14 — линия подачи водорода с давлением  $2 \text{ кгс/см}^2$ ; 15 — питательный насос

производится за счет перепада давления, создаваемого ГЦН; теплоноситель не обезгаживается, и поэтому отпадает необходимость в интенсивной компенсации потерь водорода, небольшие его потери с утечками легко компенсируются вводом в контур некоторого ко-

личества раствора гидразина; отсутствие дегазации воды позволяет отказаться от громоздких установок переработки технологических газовых сбросов, содержащих водород и радиоактивные благородные газы (РБГ).

К недостаткам установок высокого давления можно отнести неизбежное накопление в теплоносителе РБГ. Радиоактивные газы могут выделяться из воды I контура при останове реактора и разуплотнении I контура, что требует принятия специальных мер предосторожности.

Производительность установок очистки продувочной воды I контура от истинно растворенных веществ, не выпадающих в отложения и шламы, может быть определена на основании уравнения материального баланса:

$$W = G/c\eta_{\text{сво}}, \quad (9.11)$$

где  $W$  — расход продувочной воды,  $m/ч$ ;  $G$  — количество примесей, поступающих в контур,  $кг/ч$ ;  $c$  — концентрация примесей,  $кг/м$ ;  $\eta_{\text{сво}}$  — КПД водоочистной установки.

Для оценки эффективности установки по очистке воды от нерастворенных веществ (продуктов коррозии) более удобно сопоставлять константы скоростей отложения с константой выведения примесей с продувочной водой:

$$\lambda_{\text{оч}} = W/Q \text{ ч}^{-1}, \quad (9.12)$$

где  $W$  — расход продувочной воды,  $m/ч$ ;  $Q$  — количество теплоносителя в контуре,  $m$ .

Для блоков ВВЭР НВАЭС  $\lambda_{\text{оч}} \approx 0,1 \div 0,2 \text{ ч}^{-1}$ , что соответствует периодам полувыведения 7—14 ч.

КПД ионообменных фильтров  $\eta_{\text{сво}}$  по истинно растворенным веществам, в том числе радиоактивным (изотопы иода и т. п.), обычно высокий. Фильтр смешанного действия позволяет поддерживать высокие коэффициенты очистки по изотопам иода, однако коэффициент очистки по цезию недостаточен (табл. 9.2) [38].

Таблица 9.2

Коэффициенты очистки теплоносителя по радиоактивным изотопам на ФСД III блока НВАЭС

Номер измерения	Коэффициент очистки теплоносителя по						
	суммарной активности	$^{131}\text{I}$	$^{135}\text{I}$	$^{134}\text{Cs}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{24}\text{Na}$	$^{42}\text{K}$
1	10	$4 \cdot 10^2$	$6 \cdot 10^2$	1,5	1,95	100	$10^7$
2	4	$5 \cdot 10^2$	—	1,00	1,06	218	23,8
3	10,5	$1,3 \cdot 10^3$	$2,7 \cdot 10^3$	1,70	1,08	160	—
4	11,5	$2,4 \cdot 10^3$	—	1,28	1,22	41,6	25

Большое практическое значение имеет вопрос о радиационной стойкости ионитов, особенно менее стойких анионитов [83]. Экспериментальным исследованием образцов катионита и анионита из ФСД IV блока НВАЭС, находившегося в эксплуатации в течение кампании, установлено [83], что полная обменная емкость анионита уменьшилась почти на 40%. Некоторое уменьшение полной обменной емкости отмечено также и у катионита. Повышение радиационной стойкости ионитов поэтому является актуальной задачей. Важно уменьшить радиационное воздействие на иониты соответствующим подбором водно-химического режима и конструкции водоочистительных фильтров. В этом случае для предохранения анионитов перед фильтром смешанного действия полезно устанавливать Н-катионитовый префильтр, снижающий активность теплоносителя на один-два порядка.

### § 9.5. Переработка и захоронение жидких радиоактивных отходов

Очистка воды I контура, а также других вод АЭС сопровождается накоплением жидких радиоактивных отходов. Активность и количество радиоактивных отходов в значительной степени определяются режимами эксплуатации реакторов. Для обеспечения радиационной безопасности на станции и окружающей местности радиоактивные отходы необходимо удалять и надежно захоранивать.

По степени загрязнения радиоактивными веществами все воды АЭС, которые перерабатываются системами очистки, можно разбить на пять основных групп [3]: 1) вода I контура; 2) вода бассейнов для хранения отработавшего топлива; 3) трапные обмывочные воды; 4) душевые и прачечные воды; 5) продувочная вода парогенераторов (по II контуру).

В настоящее время в большом масштабе применяются следующие методы переработки жидких радиоактивных отходов АЭС [84]: 1) сосаждение и коагуляция; 2) ионообмен; 3) упаривание; 4) отверждение концентратов отходов. Кроме этих методов для переработки жидких отходов возможно использование методов электродеионизации (электродиализа) [85, 86], обратного осмоса [87, 88], вымораживания [86] и др.

Методы сосаждения и коагуляции, основанные на сорбировании ионов и коллоидов на химических веществах, нерастворимых при данных условиях, применяются для предварительной очистки воды. На процесс коагуляции отрицательное влияние оказывают примеси в воде моющих средств, масел и комплексобразующих соединений.

Метод ионного обмена позволяет создавать достаточно простые установки для переработки жидких отходов (см. § 9.4), но при высоком солесодержании в них эффективность метода уменьшается из-за недостаточной обменной емкости.



*Метод упаривания* является универсальным методом, обеспечивающим высокую степень очистки воды от всех радиоактивных примесей. Многоступенчатое упаривание позволяет получать высококонцентрированные жидкие отходы, занимающие значительно меньший объем по сравнению с первоначальным.

Несмотря на то, что методы концентрирования жидких радиоактивных отходов и хранения жидких концентратов широко применяются на АЭС, следует считать их лишь временными, поскольку захоронение радиоактивных отходов не может быть надежным, пока они находятся в жидком виде [89].

*Отверждение* концентрированных жидких радиоактивных отходов может выполняться цементированием, битумированием, а также с использованием веществ, образующих кристаллогидраты, связывающие воду в концентрированных отходах. При цементировании и битумировании в концентраты жидких отходов добавляются связывающие вещества — цемент или битум. Отвержденные отходы в виде блоков направляются в хранилища. Кроме этих связывающих веществ могут использоваться асфальт, пластики и т. п.

Перспективными методами отверждения являются методы с использованием веществ, образующих кристаллогидраты. Например, метаборатный метод, пригодный для переработки отходов с большим содержанием борной кислоты [90], предусматривает нейтрализацию отходов едким натром с образованием в них соли  $\text{NaBO}_2$  и доупаривание до содержания твердой фракции 56—58%. При остывании раствора образуется кристаллогидрат  $\text{NaBO}_2 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$  и концентрат полностью отвердевает. В другом способе гидратообразующие вещества используются для обезвоживания отходов периодическим отбором кристаллогидратов, их дегидратацией и повторным использованием этих веществ для удаления воды из отходов.

Необходимо различать временную переработку отходов, долгосрочное хранение и их окончательное захоронение. Окончательное захоронение должно предусматривать отказ от систем контроля за состоянием радиоактивных отходов и отсутствие возможности извлечения отходов из мест захоронения, т. е. методы окончательного захоронения должны абсолютно гарантировать отсутствие распространения радиоактивности в течение неопределенно долгого времени.

Хранение отвержденных радиоактивных отходов должно проводиться при тщательном выборе условий захоронения, которые предусматривают [91] определение необходимости гидроизоляции и герметизации хранилищ отходов, а также возможности герметизации отвержденных отходов, максимально допустимой температуры хранения отходов и необходимости отвода тепла и выбора условий теплоотвода.

Захоронять отвержденные радиоактивные отходы можно как в специально сооружаемых хранилищах, так и в глубинных геологических формациях, естественных и искусственно созданных полостях в земной коре. Одним из наиболее перспективных методов является захоронение отходов в заброшенных соляных и известко-

вых шахтах. Кажется перспективным также захоронение отходов в слое вечной мерзлоты. Однако все эти методы, а также методы захоронения в глубинных геологических формациях жидких отходов нуждаются в длительной проверке.

#### § 9.6. Контроль за состоянием материалов оборудования реакторных установок

Основными конструкционными материалами в реакторах типа ВВЭР являются:

теплостойкие перлитные стали для корпусов реакторов [(для ВВЭР-440 — сталь 15X2МФА (48ТС-3)];

аустенитные нержавеющие стали для внутрикорпусных устройств, теплопередающих поверхностей парогенераторов, главных циркуляционных трубопроводов и других трубопроводных систем теплоносителя и систем спецводоочистки (для ВВЭР-440 — стали 1X18Н10Т и 0X18Н12Т);

нержавеющие хромистые стали для валов ГЦН, кинематических пар приводов СУЗ (шестерен, валов, направляющих штоков и др.) (для ВВЭР-440 — сталь 1X17Н2);

котельные углеродистые стали для корпусов компенсаторов объема (для ВВЭР-440 — сталь 22К);

никелевые или другие сплавы в качестве материалов прокладок разъемов в системах теплоносителя (для ВВЭР-440 — никелевый сплав типа НП).

Свойства материалов оборудования реакторных установок достаточно широко освещены в специальной литературе [92—94]. Однако правильный подбор конструкционных материалов и качественное изготовление оборудования не могут исключить полностью образования дефектов в металле в процессе эксплуатации реактора. Особое значение имеет в связи с этим своевременное выявление и устранение дефектов, появившихся или развившихся в ходе эксплуатации. Разуплотнение I контура, вызванное дефектами в корпусе, трубопроводах и другом оборудовании, может привести к длительному простоя реактора, а при крупных утечках теплоносителя — к тяжелой аварии (подробнее см. гл. 10).

Для своевременного выявления и устранения опасных дефектов необходимо осуществлять систематический контроль состояния металла не только на стадии изготовления и при монтаже, но и при эксплуатации. Особенности контроля оборудования на АЭС связаны с радиоактивным загрязнением оборудования, что ограничивает время доступа специалистов к контролируемым участкам. Методы контроля, применяемые в обычной энергетике, могут быть использованы на АЭС только после предварительной тщательной дезактивации оборудования. Для контроля оборудования, облученного нейтронами (например, корпуса реактора), требуется применение специальных устройств с биологической защитой, обеспечивающей снижение радиоактивности до приемлемого уровня.

Контроль оборудования в процессе подготовки и проведения монтажа ставит перед собой следующие задачи: а) предотвратить монтаж оборудования с дефектами, которые могли быть пропущены в процессе изготовления; б) определить исходное состояние оборудования перед началом эксплуатации блока; в) подготовить поверхности для последующего контроля в процессе эксплуатации.

Различают контроль состояния оборудования в период проведения перегрузок топлива и планово-предупредительных ремонтов (ППР) на остановленном реакторе и при работе реактора на мощности.

Особое внимание при контроле во время ППР уделяется проверке качества сварных соединений, работающих при высоком давлении и подвергающихся коррозионному воздействию. Такие соединения с прилегающими участками околосшовной зоны наиболее опасны в смысле образования дефектов.

Контролю подвергается следующее основное оборудование: корпус реактора с верхним блоком и внутрикорпусными устройствами; главные циркуляционные трубопроводы; главные циркуляционные насосы и задвижки; трубопроводы компенсации объема и другие трубопроводы, связанные с I контуром; парогенераторы.

Контроль состояния оборудования осуществляют, как правило, неразрушающими методами. На ВВЭР нашли применение следующие основные методы дефектоскопии: капиллярный, радиационный, ультразвуковой, магнитно-порошковый, токовихревой.

Предварительно, как правило, производят визуальный осмотр оборудования с целью обнаружения царапин, задигов, трещин, а также коррозионных и эрозийных повреждений. Визуальный осмотр проводят либо непосредственно [95], либо с помощью оптических приборов (лупы, бинокли, зрительные трубы, перископы, телевизионные камеры, фото- и киноаппаратура). Так, на НВАЭС при осмотре внутренних поверхностей чехлов СУЗ, тепловых растяжек, плиты крышки, внутренних поверхностей компенсаторов объема и другого труднодоступного или совсем недоступного оборудования применяют перископы типа РВП-456 и РВП-457, которые позволяют контролировать поверхности с увеличением до двух раз [96]. Внутрикорпусные устройства, имеющие высокую радиоактивность (до нескольких рентген в секунду на расстоянии  $\sim 1$  м), осматривают с помощью биноклей и телевизионных камер. Таким образом удается установить конструкционную целостность узлов и отдельных деталей.

Для осмотра внутренних поверхностей главных циркуляционных трубопроводов применяют телевизионную самоходную установку (ТСУ), которая позволяет обнаруживать посторонние предметы в трубопроводах, а также дефекты (например, трещины) с шириной раскрытия до 0,5 мм. ТСУ оснащена фотоаппаратом, кино съемочной камерой и видеоманитофоном.

Для выявления поверхностных дефектов (трещин малого раскрытия, микротрещин и др.), которые невозможно обнаружить ви-

зуальным осмотром, используют методы капиллярной дефектоскопии [96]. В этом случае на поверхность исследуемого оборудования наносят раствор проникающей жидкости, содержащий красящее либо флуоресцирующее при ультрафиолетовом облучении вещество. После проникновения такого раствора в микротрещины его смывают с исследуемой поверхности водой или специальным растворителем и на исследуемую поверхность наносят проявитель. Проявитель отсасывает из микротрещин некоторое количество красящего (флуоресцирующего) вещества, которое распределяется по обеим сторонам дефекта. Если проникающая жидкость содержит видимый краситель, то осмотр поверхности для выявления дефектов проводят при дневном свете; при применении флуоресцирующих красителей осмотр проводят в ультрафиолетовом свете.

Капиллярная дефектоскопия в случае применения видимых красителей называется цветной, а флуоресцентных — люминесцентной. Большое значение при проведении капиллярной дефектоскопии имеет чистота поверхности, поскольку посторонние вещества (смазка, сажа и др.) могут закрыть трещины и засорить отверстия, и рабочая жидкость в них не проникнет. Методом капиллярной дефектоскопии на НВАЭС контролируют сварные швы главных циркуляционных трубопроводов, насосов, трубопроводов компенсации объема, чехлов СУЗ, а также уплотнительные поверхности главных разъемов реакторов.

Метод капиллярной дефектоскопии используют и для обнаружения сквозных микротрещин в емкостях, заполняемых водой. В этом случае красящее (флуоресцирующее) вещество добавляют в воду при гидравлических испытаниях. Таким методом контролируют, например, состояние сварных швов трубок парогенераторов. В работе [96] приведен пример использования такого метода. В воду при испытаниях добавляют флуоресцин натрия ( $C_{20}H_{10}O_5Na_2$ ) с концентрацией 50 мг/л. Давление внутри парогенератора увеличивают за 1 ч до 1,25 рабочего. После снижения давления до рабочего проводят осмотр поверхности коллекторов в районе парогенерирующих трубок с подсветкой мест контроля ультрафиолетовым излучением с помощью облучателя типа ОЛД-41. Раствор, проникающий через дефект, светится при этом желто-зеленым цветом, точно указывая место дефекта.

Метод капиллярной дефектоскопии позволяет обнаруживать сквозные дефекты очень малого размера, которые при обычных гидротестированиях не выявляются. Основным условием качественного контроля капиллярным методом является предотвращение случайного попадания люминофора на контролируемые поверхности.

Радиационную дефектоскопию применяют для определения местонахождения, формы и размеров внутренних дефектов в металле. Различают рентгено-, гамма- и нейтронную дефектоскопию. Под чувствительностью различных методов радиационной дефектоскопии понимают минимальную протяженность дефекта в направлении просвечивания, определяемую с помощью этих методов,

выраженную либо в единицах длины (абсолютная чувствительность), либо в процентах (или долях) толщины просвечиваемого материала [97]:

$$K = (\Delta l/l) 100\%, \quad (9.13)$$

где  $K$  — чувствительность, %;  $l$  — толщина материала в направлении просвечивания, мм;  $\Delta l$  — размер дефекта, мм.

Различие между рентгеновской и гамма-дефектоскопией заключается в используемых источниках ионизирующих излучений, однако оба метода имеют единые способы регистрации излучений, общие методики и технологию проведения контроля. При прохождении рентгеновского или  $\gamma$ -излучения сквозь изделие участки разной плотности и протяженности в направлении просвечивания неодинаково ослабляют интенсивность излучения. Измеряя интенсивность излучения после прохождения через объект, можно получить картину его внутреннего строения. На основании опытных данных для каждого материала устанавливают оптимальную толщину просвечиваемого слоя в зависимости от напряжения на аноде рентгеновской трубки, фокусного расстояния и анодного тока.

При использовании  $\gamma$ -источников определяют область применения радиоактивных изотопов, т. е. оптимальную толщину и плотность просвечиваемого материала. Активность  $\gamma$ -источника выбирают в соответствии с чувствительностью детектора излучения.

По способам регистрации излучения различают рентгенографический (гаммаграфический), ксерорадиографический, рентгеноскопический (гаммаскопический) и радиометрический методы дефектоскопии. Ввиду большой общности гаммаграфического и рентгенографического методов контроля объединяют под общим названием «радиографический».

При использовании этого метода контроля (рис. 9.5) в качестве детектора рентгеновского излучения применяют рентгеновскую пленку, которую помещают за просвечиваемым объектом по ходу излучения. Степень почернения различных участков рентгеновской пленки после ее соответствующей фотообработки (проявления) определяется поглощенной дозой излучения, которая зависит от толщины, плотности и однородности поглотителя. Для повышения чувствительности радиографического метода применяют экранирование рентгеновской пленки специальными усиливающими экранами (металлическими фольгами и флуоресцирующими пластинками) [98]. Кроме того, чувствительность радиографического метода контроля зависит от энергии первичного и рассеянного излучения, плотности и толщины просвечиваемого материала, формы и места расположения дефекта, геометрических условий просвечивания (геометрических размеров источника, размера поля облучения и фокусного расстояния), оптической плотности и контрастности снимка, а также от сорта и качества пленок.

При ксерорадиографическом методе контроля детектором излучения является фотопроводниковая (обычно селеновая) заря-

женная пластинка, чувствительная к ионизирующему излучению. Под действием рентгеновского или  $\gamma$ -излучения селен становится проводником электричества, и заряд утекает с поверхности пластин-

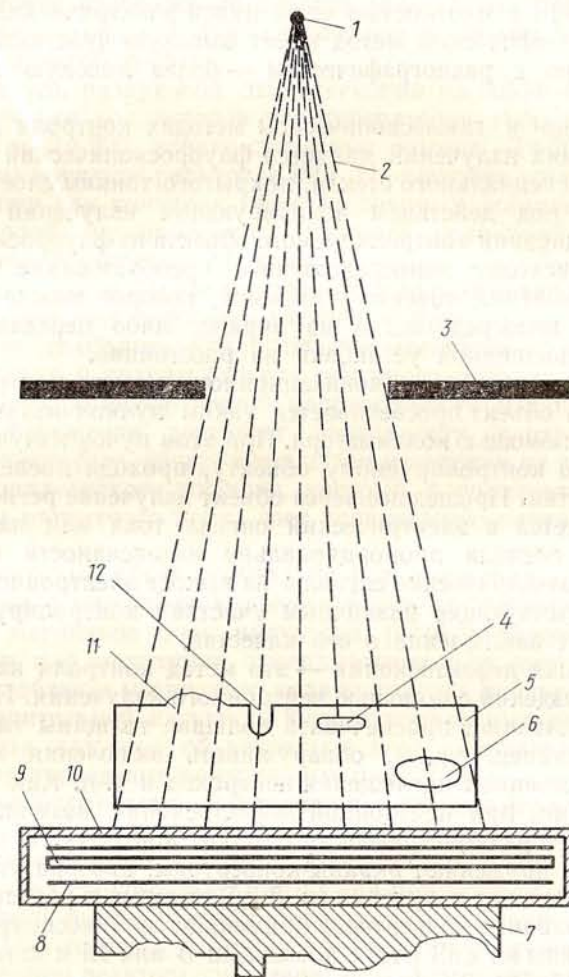


Рис. 9.5. Схема радиографирования материалов:

1 — источник излучения; 2 — поток рентгеновского или  $\gamma$ -излучения; 3 — диафрагма, ограничивающая конус излучения; 4 — полость; 5 — просвечиваемый объект; 6 — включения более плотного материала; 7 — экраны интенсивности излучения, прошедшего через объект; 8 — усиливающие экраны; 9 — рентгеновская пленка; 10 — кассета; 11, 12 — поверхностные дефекты

ки. Скорость разрядки пластинки зависит от интенсивности воздействующего излучения.

При просвечивании контролируемого объекта на ксерорадиографической пластинке образуется скрытое электростатическое изображение внутреннего строения объекта. Изображение проявляют, нанося на пластинку мелкий порошок, который распределяется в соответствии с плотностью оставшихся электрических зарядов. Ксерорадиографический метод имеет высокую чувствительность и по сравнению с радиографическим — более высокую производительность.

В рентгено- и гаммаскопическом методах контроля детектором ионизирующих излучений является флуороскопический экран, состоящий из специального стекла, покрытого тонким слоем флуоресцирующего под действием ионизирующих излучений вещества. При просвечивании контролируемого объекта на флуороскопическом экране происходит непосредственное преобразование рентгеновского изображения объекта в видимое, которое можно либо рассматривать непосредственно на экране, либо передавать с помощью телевизионной установки на расстояние.

В радиометрическом (ионизационном) методе контроля контролируемый объект просвечивается узким пучком излучения, создаваемым с помощью коллиматора. При этом пучок излучения перемещается по контролируемому объекту, проходя последовательно все его участки. Прошедшее через объект излучение регистрируется и преобразуется в электрический сигнал тока или напряжения. Амплитуда сигнала пропорциональна интенсивности излучения. Сравнивая электрические сигналы на выходе электронного устройства, соответствующие различным участкам контролируемого объекта, делают заключение о его качестве.

Нейтронная дефектоскопия — это метод контроля качества материалов и изделий с помощью нейтронного излучения. Применение нейтронов позволяет просвечивать большие толщины тяжелых материалов (свинец, уран), обнаруживать включения материалов с большим сечением поглощения нейтронов и т. п. Как и в гаммадефектоскопии, при нейтронной дефектоскопии возможны радиографический и радиометрический способы контроля. В нейтронной радиографии применяют экраны-конверторы, преобразующие нейтроны в другие виды излучения ( $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ ), которые и регистрируются. В качестве экранов-конверторов применяют люминесцентные усиливающие экраны из ZnS (Ag) с добавками В или Li и металлические экраны из Gd, Dy, Rh, In и др. [98].

Метод радиационной дефектоскопии нашел применение на ВВЭР-440 для контроля сварных швов приварки переходных втулок к корпусу реактора и к трубопроводам Ду-500 [96]. Чувствительность метода составляет 1—2%.

Ультразвуковой метод контроля основан на получении теневого или отраженного изображения объекта с помощью ультразвука [99]. Внутренние дефекты (пустоты, включения и др.) значительно ослабляют проходящее ультразвуковое излучение и весьма ярко выглядят в отраженном. Просвечивание объекта проводят узким

пучком ультразвуковых волн, которые преобразуются детектором в электромагнитные колебания и после усиления подаются на вход электронно-лучевой трубки [99]. Наличие дефекта может быть обнаружено по всплеску отраженного сигнала и провалу прошедшего. Ультразвуковое изображение объекта может быть перенесено на движущуюся фотопленку фокусированием изображения с экрана электронно-лучевой трубки.

Методом ультразвуковой дефектоскопии на ВВЭР-440 контролируют шпильки коллекторов парогенераторов, гибы трубопроводов Ду-500 и Ду-200, ковано-сверленные колена Ду-200, а также сварные швы корпусов реакторов [96]. Применение ультразвуковой дефектоскопии для контроля качества сварных соединений аустенитных сталей ограничивается крупной величиной зерна (до 0,2 мм) металла околошовной зоны.

Магнитно-порошковый метод дефектоскопии основан на свойстве внутренних дефектов искажать магнитное поле, созданное внутри контролируемого объекта, в силу меньшей магнитной проницаемости пустот, раковин и границ раздела основного металла с твердыми включениями. При определенной напряженности магнитного поля указанное искажение достигает поверхности контролируемого объекта и может быть обнаружено путем нанесения на поверхность изделия металлического порошка, который, располагаясь по силовым линиям магнитного поля, дает характерную картину дефекта [99].

Метод вихревых токов основан на использовании свойства индуцированных в материале вихревых токов по-разному ослаблять переменное магнитное поле индуктора (возбуждающей катушки) при наличии или отсутствии поверхностных или внутренних дефектов. Ослабление магнитного поля индуктора фиксируется с помощью измерительной катушки. Конструктивно индуцирующая и измерительная катушки объединены в виде специального щупа, удобного для проведения контрольных работ [99].

Ввиду большого объема оборудования, подлежащего контролю во время ППР, большое значение имеет установление периодичности и последовательности проведения контрольных работ. Периодичность контроля устанавливают из условия отсутствия повреждений, которые ставили бы под угрозу безопасность и надежность эксплуатации АЭС. При составлении программ обследования оборудования на остановленном реакторе учитывают результаты предварительной диагностики при работе реактора на мощности. Основные требования к периодичности обследования оборудования ВВЭР изложены в работе [95]. Эти требования дополняются и уточняются по мере накопления опыта эксплуатации. Первое обследование оборудования производят через 15—20 тыс. ч эксплуатации, в последующем — для элементов корпуса через 30 тыс. ч и 45 тыс. ч для остального оборудования (табл. 9.3).

За период эксплуатации НВАЭС при обследовании оборудования выявлялись отдельные дефекты, появившиеся в процессе

Периодичность обследования основного оборудования реакторных установок I—IV блоков НВАЭС

Оборудование и его основные узлы	Периодичность обследования	Подготовка поверхности	Метод контроля
<b>Реактор</b> Внутренняя поверхность днища и цилиндрической части корпуса, поверхность корпусов в районе «холодных» патрубков, внутрикорпусные устройства Наружная поверхность днища корпуса и патрубков Поверхность корпуса в районе «горячих» патрубков Уплотнительная поверхность главного разъема (корпуса и верхнего блока) Чехлы приводов кассет СУЗ Внутренняя поверхность компенсатора объема I контура	1 раз в 4 года	Выборочная электрохимическая и механическая очистка поверхности	Визуальный, цветной, токовихревой и ультразвуковой, с применением защитной смотровой кабины
	То же	Шлифовка и полировка радиусных переходов и сварных швов Выборочная электрохимическая и механическая очистка поверхности	Визуальный, цветной или магнитно-порошковый и ультразвуковой Визуальный, цветной и токовихревой, с применением защитной смотровой кабины
	1 раз в 4 года; на I блоке — ежегодно с проверкой 25% патрубков Ежегодно	Шлифовка уплотнительных поверхностей по классу чистоты обработки не менее 6 Без подготовки	Визуальный, цветной и токовихревой
	1 раз в 3 года	Общая или местная дезактивация внутренней поверхности	Визуальный, с помощью перископа Визуальный за коррозионным состоянием металла корпуса по образцам-свидетелям и по фактическому состоянию внутренней поверхности компенсатора
<b>Парогенератор</b> Корпус парогенератора	1 раз в 4 года	Выборочная шлифовка и полировка	Визуальный, токовихревой, магнитно-порошковый или цветной и ультразвуковой

Продолжение табл. 9.3

Оборудование и его основные узлы	Периодичность обследования	Подготовка поверхности	Метод контроля
Приемный и раздаточный коллекторы парогенератора по I контуру	1 раз в 5 лет	Шлифовка и полировка сварных швов	Визуальный, цветной, токовихревой и гидравлические испытания флуоресцирующими растворами с одновременным осмотром
Главные циркуляционные и вспомогательные трубопроводы I контура	То же	Шлифовка и полировка сварных швов с прилегающими к ним зонами шириной 15—20 мм и контрольных участков на гйбах трубопроводов	Визуальный, цветной, токовихревой и ультразвуковой
Главные и вспомогательные задвижки циркуляционных петель	В каждый капитальный ремонт задвижек	Дезактивация, электрохимическая очистка, шлифовка и полировка	Визуальный, цветной, токовихревой
<b>ГЦН</b>	В каждый капитальный ремонт насосов	Дезактивация, электрохимическая очистка, выборочная шлифовка и полировка	Визуальный, цветной, токовихревой

эксплуатации. Например, при контроле переходных втулок патрубков Ду-500 реактора первого блока после пяти лет эксплуатации обнаружены поперечные и продольные трещины длиной до 30 мм, которые удаляли проточкой на глубину до 13 мм [95].

Контроль состояния оборудования АЭС при работе реактора на мощности важен для регистрации появления и развития внезапных повреждений с целью своевременного принятия необходимых мер безопасности (вплоть до остановки реактора). Одно из перспективных направлений исследований связано с возможностью получения информации о состоянии оборудования из технологических шумов, возникающих при работе оборудования. Принципиальная возможность использования вибрации и шумов в качестве диагностических сигналов обусловлена зависимостью их структуры и амплитуды от состояния оборудования, в частности от наличия повреждений, трещин и др. Основными источниками вибрации и шумов в I контуре являются ГЦН, вызывающие гидродинамическую нестабильность теплоносителя, проявляющуюся в колебаниях давления и расхода. Амплитудно-частотные характеристики этих вибраций можно определить в исходном состоянии. При дальнейшей эксплуатации они будут «эталоном благополучия». Удобно при этом разделить I контур на отдельные контролируемые участки (агрегаты оборудования) и определить характеристики для каждого участка в отдельности.

Задачей системы непрерывного виброакустического контроля является выделение из виброакустических характеристик изменений, связанных с появлением дефектов в процессе эксплуатации. Эти изменения можно, например, выявить при анализе спектра виброакустического сигнала.

Типовая методика виброакустического контроля и диагностики оборудования АЭС содержит следующие основные этапы: составление эталонных спектров виброакустических сигналов оборудования при различных режимах его работы; оперативный виброакустический контроль и сравнение получаемых результатов с эталонными данными; анализ виброакустических сигналов и выявление их изменений; принятие решений о возможности эксплуатации оборудования или необходимости ремонта.

В работе [100] приведены результаты исследований виброакустических характеристик оборудования III и IV блоков НВАЭС, проведенных при пусконаладочных работах и эксплуатации. В процессе исследования определялись, в частности, исходные виброакустические характеристики: частоты, интенсивности и формы распределения колебаний давления теплоносителя; частоты колебаний внутрикорпусных устройств (ВКУ) и значения их динамических напряжений; частоты и амплитуды вибраций основного технологического оборудования I контура (насосы, парогенераторы, арматура и трубопроводы); первичные виброакустические характеристики работающего оборудования в заведомо исправном состоянии.

В результате исследований установлено, что в стационарном режиме работы частоты колебаний статического давления теплоносителя лежат в широкой полосе спектра — от 1 до 125 *гц*. Наибольшие амплитуды колебаний наблюдаются в петле на выходе из парогенератора (1,7 *кгс/см<sup>2</sup>*) и в реакторе — в точках, расположенных напротив входных патрубков (0,1—0,2 *кгс/см<sup>2</sup>*). Амплитуды колебаний в стационарном режиме зависят от числа работающих насосов. При работе пяти ГЦН общий уровень колебаний на 10—15% ниже, чем при шести ГЦН. Амплитуды колебаний по корпусам насосов ЦЭН-310 не превышали 80 *мкм*.

Для определения характера дефекта и конкретного места его расположения применяется статистический анализ. На НВАЭС методом анализа виброакустических сигналов были, в частности, обнаружены и в дальнейшем устранены биения обратных клапанов на линиях автономных контуров ГЦН II блока, обнаружено заедание вспомогательного колеса (импеллера) ГЦН-3 III блока об обойму в результате ослабления крепления и выявлено наличие незакрепленных деталей (демпферов) в каналах кассет СУЗ реактора IV блока. По мере накопления эталонных данных, характеризующих дефекты того или иного оборудования, отработки методов и приборов измерений и методик анализа получаемых результатов следует ожидать более точного и полного определения и прогнозирования состояния оборудования виброакустическим методом, а также более широкого внедрения этого метода в практику эксплуатации АЭС с ВВЭР.

### § 10.1. Подход к проблеме безопасности

Основная задача техники безопасности на АЭС состоит в защите обслуживающего персонала и населения окружающей местности от воздействия радиоактивных веществ, накопленных в процессе работы реактора. Среди этих веществ главную опасность представляют продукты деления ядерного топлива [101]. Степень радиационной опасности при возможных авариях на реакторной установке оценивается по количеству продуктов деления, проникающих из ядерного топлива в окружающую среду.

Обеспечение радиационной безопасности обслуживающего персонала и населения требует выполнения на АЭС следующих главных условий:

- 1) обеспечения подкритичности активной зоны остановленного реактора, предотвращения аварийного неконтролируемого и неуправляемого разгона реактора, например, при перегрузке активной зоны остановленного реактора (см. § 10.3), предотвращения образования критической массы ядерного горючего при его хранении или транспортировке;
- 2) сохранения целостности оборудования и трубопроводов реакторной установки, обусловленной их механической прочностью в условиях эксплуатации;
- 3) обеспечения эффективного охлаждения активной зоны, не допускающего разрушения и плавления твэлов как при нормальной работе АЭС, так и при аварийных ситуациях. Для потенциально возможных крупных аварий (например, разрыв самого крупного трубопровода главного циркуляционного контура охлаждения реактора) необходимо иметь систему аварийного охлаждения активной зоны.

Отправной точкой для анализа безопасности реактора служит предположение о возможной вероятности того или иного вида аварии или отклонения в работе оборудования. Первоначальная аварийная ситуация может возникнуть, например, при разрушении трубопровода, нарушении циркуляции теплоносителя или еще по какой-либо причине. Однако дальнейшее развитие аварии или сочетание одновременно происшедших аварий может проходить различными путями. Вероятность развития аварии по какому-либо определенному пути зависит от работы и технических характеристик оборудо-

ования и автоматических систем. Полная оценка степени безопасности реактора должна учитывать все возможные аварийные ситуации с их вероятностями и последствиями.

Поведение систем АЭС в период аварии и вероятность развития аварии по тому или иному пути определяются опытом эксплуатации с идентичным или сходным оборудованием. Как правило, необходимо рассматривать возможное запаздывание или частичный отказ в работе системы аварийной защиты, возможную задержку подключения вспомогательных источников электроэнергии, вероятность поломки оборудования на какой-либо стадии развития аварии, возможные неправильные действия обслуживающего персонала.

Вероятность выхода из строя систем аварийной защиты и электропитания ответственных потребителей АЭС (например, ГЦН) определяется надежностью работы отдельных элементов оборудования этих систем, т. е. распределительных устройств, трансформаторов, запасных источников питания, реле и пр.

Вероятность нарушения целостности оборудования в результате конструкционных повреждений зависит от количества единиц оборудования и протяженности трубопроводов в технологических системах реакторной установки и от количества потенциально опасных мест и узлов (сварных швов, гибов трубопроводов и др.).

Современный подход к проблеме безопасности требует обеспечения безопасности АЭС, как правило, на нескольких уровнях. На первом уровне должна быть гарантирована безусловная безопасность при нормальной эксплуатации АЭС. Второй уровень предусматривает обеспечение безопасности в случае, если, несмотря на меры, предпринимаемые на первом уровне, какая-либо система все же выйдет из строя. На третьем уровне предусматриваются специальные меры на случай маловероятных, но имеющих крайне неблагоприятные последствия аварий, например аварии с утечкой теплоносителя I контура ВВЭР.

При таком подходе безопасность АЭС обеспечивается в результате качественного изготовления и монтажа оборудования и систем нормальной эксплуатации, наблюдения и периодического контроля за состоянием оборудования в ходе эксплуатации, правильной эксплуатации электростанции, выполнения комплекса профилактических противоаварийных мер по всем системам электростанции, наличия на АЭС эффективных и надежных предохранительных и защитных устройств, а также разработкой и осуществлением специальных противоаварийных мероприятий на территории АЭС и на окружающей местности [102].

### § 10.2. Радиационная безопасность при нормальной эксплуатации реактора

Технологический процесс получения электроэнергии на АЭС, связанный с испусканием из реактора нейтронов и проникающего  $\gamma$ -излучения и с образованием и накоплением в топливных элемен-

тах активной зоны и другом оборудовании I контура радиоактивных продуктов, требует обеспечения необходимой биологической защиты персонала. При нормальных условиях эксплуатации биологическая защита обслуживаемых и полуобслуживаемых помещений АЭС поддерживает радиационную обстановку в пределах норм, обеспечивающих безопасность персонала при выполнении любых работ по ревизии и ремонту оборудования, в том числе и при операциях по замене ядерного топлива.

Основным источником радиоактивности на АЭС с ВВЭР является теплоноситель I контура — вода, содержащая проникшие через дефекты оболочек твэлов осколки деления, и активированные продукты коррозии конструкционных материалов I контура. Образующиеся в топливе радиоактивные осколки деления удерживаются оболочками твэлов. В нормальном режиме эксплуатации, предусмотренном условиями, при которых не должны превышать установленные пределы повреждения оболочек твэлов, суммарная удельная осколочная активность воды I контура обычно не превышает  $10^{-3} - 10^{-4}$  кюри/л [66, 103].

Небольшие количества радиоактивных веществ (радиоактивная вода и газ), которые выходят из I контура, попадают в герметичные помещения реакторной установки, поэтому главная мера обеспечения радиационной безопасности — локализация радиоактивности в необслуживаемых или малообслуживаемых помещениях. Достаточно низкий уровень активности воды и высокая степень герметичности оборудования I контура обуславливают малую радиоактивную загрязненность помещений АЭС.

Чтобы уменьшить радиоактивное загрязнение помещений, все отходы (жидкие и твердые) собирают и транспортируют в соответствующие хранилища. Хранилища обеспечивают локализацию жидких радиоактивных отходов на территории АЭС, ликвидируя возможность радиоактивного загрязнения окружающей территории.

Радиоактивность газоаэрозольных отходов АЭС постоянно контролируют, что позволяет принять своевременные меры для обеспечения безопасности персонала. Для снижения радиоактивности газоаэрозольных отходов предусматривают системы газоочистки и выдержки [103], а на месте выброса их в атмосферу через вентиляционную трубу измеряют радиоактивность и расход.

Системы транспортировки отработавшего топлива рассчитывают на предотвращение механических повреждений, которые могут привести к выходу радиоактивности из отработавших кассет.

В хранилищах отработавшего ядерного топлива, заполняемых водой, предусматривают надежные системы отвода тепла радиоактивного распада (см. гл. 6), предотвращающие недопустимый разогрев и разрушение твэлов. Уровень и температуру воды в хранилищах для отработавшего топлива постоянно контролируют.

Бассейны (шахты) для хранения отработавшего топлива проектируют с учетом защиты персонала от радиации во время транспорти-

ровки и хранения топлива. С учетом этого требования проектируют также хранилища радиоактивных отходов.

При работе эксплуатационный персонал использует портативные детекторы излучений, что позволяет контролировать воздействие ионизирующих излучений при проведении определенных операций. Обеспечению безопасности для обслуживающего персонала способствует также ряд мер, регламентирующих проведение работ по ревизии и ремонту оборудования, а также при замене ядерного топлива. Так, ремонтные работы в помещении реакторной установки выполняются после отключения оборудования и удаления из него воды I контура.

Важную роль в обеспечении безопасности при ремонтных работах играет подготовка рабочего места, к которой относятся дезактивация оборудования и помещений, дозиметрическое обследование помещения и ремонтируемого агрегата, установка переносных защитных экранов, устройство санитарного шлюза.

Особое внимание обеспечению радиационной безопасности уделяется при перегрузке активной зоны реактора, а также транспортировке отработанного топлива, элементов приводов органов СУЗ и внутрикорпусных устройств реактора. Все эти операции проводятся по специальной технологии под руководством квалифицированных лиц и под контролем дозиметрической службы.

Контроль радиоактивности воздуха в помещениях реакторной установки позволяет, наряду с другими методами, определять негерметичность I контура реактора.

Дозиметрический контроль жидкой фазы парогенераторов служит для обнаружения утечки из I контура во II.

В результате всех принимаемых мер эксплуатация АЭС практически не оказывает влияния на окружающую среду, что подтверждается многолетним опытом эксплуатации реакторов типа ВВЭР (PWR) как в СССР, так и за рубежом [104].

### § 10.3. Обеспечение ядерной безопасности при работах с топливными сборками

Возможность аварии, связанной с образованием неконтролируемой и неуправляемой критической массы ядерного горючего, может быть исключена, если будут выполнены строгие организационные и технические ограничения и предписания для операций с топливными сборками (кассетами).

При замене отработавших топливных сборок свежими на АЭС обычно выполняются следующие операции: транспортировка и хранение свежего топлива; извлечение из реактора, транспортировка и хранение отработавшего топлива; перестановка частично выгоревших топливныхборок из одной части активной зоны в другую; загрузка в реактор свежих топливныхборок.

При операциях со свежим и отработанным топливом вне реактора подкритическое состояние обеспечивается соответствующей гео-



метрий размещения топливных сборок в ячейках хранилищ, транспортных чехлов или корзин. При этом топливные сборки фиксируются таким образом, что подкритическое состояние обеспечивается при заливе хранилища водой без борной кислоты. Так, при размещении свежих топливных сборок ВВЭР-440 обогащением 3,6% по треугольной решетке с шагом 225 мм в воде без бора обеспечивается подкритичность около 10%  $\Delta k/k$ .

Операции с топливными сборками и стержнями — поглотителями нейтронов — внутри реактора в случае перегрузки активной зоны проводятся обычно при наличии борной кислоты в теплоносителе реактора и в воде бассейна перегрузки. Необходимая концентрация борной кислоты в воде зависит от размножающих характеристик топливных сборок реактора и должна обеспечивать подкритичность как всей активной зоны в целом, так и отдельных ее участков при проведении любых необходимых работ с ядерным топливом и поглотителями нейтронов механической системы регулирования реактивности. При выборе концентрации борной кислоты особое внимание должно быть обращено на недопущение условий образования локальных неуправляемых критических масс, поскольку количество топливных сборок, образующих критическую массу, может быть сравнительно небольшим (табл. 10.1).

Таблица 10.1

Критические массы топливных сборок ВВЭР-440

Содержание $^{235}\text{U}$ в урановом топливе, %	Содержание естественного бора в чехле топливной сборки или в поглощающих элементах, %	Количество свежих топливных сборок, размещенных в активной зоне с шагом 147 мм, образующих критическую массу в воде без бора при температуре 20° С, шт.
3,6	—	5
3,6	0,07	7
3,3	0,5—1,0 (в 6 ПЭЛ)	11
2,4	0,07	12
1,6	—	16

Как правило, при перегрузке ядерного топлива концентрацию борной кислоты в теплоносителе реактора поднимают до относительно большого значения, достаточного для поддержания в подкритическом состоянии неотравленной, холодной, полностью загруженной активной зоны при всех извлеченных поглотителях механической системы регулирования реактивности. При этом должны быть приняты меры к недопущению разбавления раствора борной кислоты в реакторе и бассейне перегрузки чистой водой. Концентрацию бор-

ной кислоты в процессе перегрузки следует периодически проверять взятием проб.

Состояние активной зоны при перегрузке оценивается по уровню плотности нейтронного потока, контролируемому обычно с помощью штатной пусковой аппаратуры, установленной на пульте управления энергетическим блоком, с детекторами вне реактора [103]. Кроме того, внутри реактора может быть установлена дополнительная система нейтронного контроля с детекторами, работающими в диапазоне нейтронного источника и размещенными после снятия крышки внутри корпуса реактора в специальных каналах бокового отражателя нейтронов. Как штатная, так и дополнительная аппаратура нейтронного контроля обеспечивает для операторов непрерывную выдачу звукового сигнала, по которому можно судить о приближении к критическому состоянию.

Кроме выполнения технических мероприятий персонал должен строго выполнять порядок проведения операций с ядерным топливом, устанавливаемый специальными инструкциями, программами и графиками выполнения работ. Все операции, связанные с перегрузкой топлива, персонал проводит, как правило, под наблюдением технически грамотного специалиста в области обеспечения ядерной безопасности на АЭС.

Порядок замены ядерного топлива в реакторе подробно регламентируется рабочей документацией по проведению перегрузки активной зоны. Эта документация обычно состоит из:

а) программы работ по проведению перегрузки, включающей в себя подготовительные работы с реактором, теплоносителем реактора, транспортно-технологическим оборудованием, свежим топливом, оборудованием дозиметрического контроля в зоне работ, системой нейтронного контроля при перегрузке, исходное состояние оборудования, свежего и выгоревшего топлива в хранилищах перед началом выгрузки сборок из активной зоны, последовательность этапов работ с поглотителями и топливом со ссылкой на порядковые номера операций с каждой отдельной сборкой, а также специальные меры по обеспечению ядерной и радиационной безопасности;

б) рабочего графика, где изложен непосредственный порядок операций с поглотителями, свежим и выгоревшим топливом в соответствии с этапами программы, указаны маркировка сборок и координаты ячеек, где должны находиться поглотители и топливные сборки в начале и в конце каждой операции;

в) картограмм бассейна перегрузки и выдержки топлива, где указано размещение поглотителей, свежих и выгоревших топливных сборок перед началом работ в соответствии с рабочим графиком;

г) картограмм активной зоны, где указано размещение поглотителей и топливных сборок после выполнения отдельных и всех этапов рабочего графика.

Во всей указанной документации ответственные исполнители и контролирующие лица делают отметки о выполнении соответствующих операций или этапов работ. После выполнения отдельных эта-

пов производится тщательная проверка документации и фактического состояния.

Такая организация работ по замене топлива в реакторе при соблюдении требований ядерной и радиационной безопасности обеспечивает практически безошибочное проведение процесса перегрузки.

#### § 10.4. Наиболее вероятные аварии на реакторе

При анализе безопасности реактора чрезвычайно трудно определить степень опасности и вероятности какой-либо конкретной аварии. В процессе анализа предполагаемые возможные аварии разбивают на отдельные группы, обусловленные причинами, создающими аварийную ситуацию. Можно выделить две большие группы аварий: 1) аварийные ситуации, связанные с изменением реактивности; 2) аварийные ситуации, обусловленные механическим повреждением оборудования.

Рассмотрим наиболее типичные причины и последствия аварий, возможных на реакторах типа ВВЭР.

**Пусковые аварии.** Авария, происходящая в остановленном реакторе при неожиданном увеличении реактивности, называется *пусковой аварией*. Подобная авария может, например, случиться при быстром выведении регулирующего стержня (или группы стержней) из остановленного реактора (или работающего на минимально контролируемом уровне) в результате ошибочных действий оператора. При достаточно большой высвобожденной реактивности создается опасность неконтролируемого разгона реактора (см. гл. 3).

Для уменьшения вероятности нарушения режима пуска обычно реактивность вводят с заранее заданной и управляемой скоростью. Управляющие органы объединяют в предварительно выбранные группы, передвигаемые в определенном порядке. Так как в работе находится только одна группа, другие кассеты СУЗ не могут быть извлечены.

Проектами ВВЭР предусмотрено немедленное прекращение развития пусковой аварии путем остановки реактора с помощью аварийной защиты (см. § 6.1). Аварийная защита останавливает реактор при неуправляемом движении органа управления вверх, при уменьшении периода разгона реактора до 10 сек, при превышении заданного уровня мощности на 20%, при значительном увеличении давления или температуры воды в реакторе. Скорость введения отрицательной реактивности при срабатывании аварийной защиты составляет  $\sim 2\%$  в 1 сек, что обеспечивает быстрое уменьшение плотности нейтронного потока (см. § 3.1). Отказ существующих систем аварийной защиты, описанных, например, в [3, 7, 105], крайне маловероятен. Если же, однако, по какой-либо причине аварийная остановка реактора не произойдет и авария получит дальнейшее развитие, то возможны тяжелые последствия, вплоть до разрушения активной зоны.

В процессе переходного аварийного режима происходит увеличение мощности реактора и повышение температуры теплоносителя и ядерного топлива. Нарастание мощности прекратится только при выделении достаточной отрицательной реактивности за счет эффекта Доплера при разогреве топлива и температурного эффекта при разогреве воды. В итоге при достаточно большой избыточной реактивности возможно расплавление оболочек и сердечников твэлов. Однако если I контур остается герметичным, то выброс радиоактивных продуктов деления в помещения реакторной установки не произойдет.

Особое место при рассмотрении пусковых аварий занимают аварии, возникающие в результате неправильных действий персонала при перегрузке ядерного топлива на разуплотненном реакторе, когда аварийная защита отключена. Меры предотвращения таких аварий рассмотрены в § 10.3.

**Аварии, связанные с превышением уровня мощности при извлечении поглотителей СУЗ.** Авария может начаться при выводе из активной зоны стационарно работающего реактора поглотителей одной или нескольких кассет СУЗ. Авария аналогична пусковой, однако последствия ее могут быть более тяжелыми, так как перед аварией реактор работает на номинальной мощности, а в активной зоне уже накоплено определенное количество продуктов деления.

Если система аварийной защиты не обеспечит снижение мощности или аварийную остановку реактора, может произойти перегрев активной зоны. Скорость нарастания мощности зависит от числа выведенных стержней, скорости их выведения и взаимного расположения их в активной зоне.

Кроме увеличения общей мощности реактора извлечение поглотителей неминуемо приведет к возникновению перекосов распределения плотности нейтронного потока и, следовательно, к образованию районов локального перегрева топлива. Однако в реакторах типа ВВЭР благодаря большому отрицательному коэффициенту реактивности (см. § 3.2 и 4.3) мощность и избыточное образование пара в активной зоне нарастают постепенно, благодаря чему оператор может своевременно принять меры по заглушению реактора. Как и в случае пусковой аварии, выброса радиоактивных элементов в помещения реакторной установки не произойдет даже в случае повреждения твэлов, если I контур сохраняет свою герметичность.

К этому же типу аварий может быть отнесена авария с выбросом регулирующего стержня из активной зоны при разрыве чехловой трубы привода органа СУЗ. Последствия такой аварии более опасны, так как она сопровождается утечкой воды I контура через разорвавшуюся чехловую трубу. Чтобы уменьшить вероятность такой аварии, обычно применяют специальные удерживающие устройства, которые препятствуют выбросу органа управления под действием возникающего при аварии перепада давления. Кроме того, ограничивают максимальную эффективность органа управления, которая при работе на мощности составляет  $\sim (1-2) \beta$  (доли запаздывающих нейтронов). Эти меры совместно с эффектом Доплера ограни-

чивают рост мощности и уменьшают степень возможного повреждения твэлов. При этой аварии дополнительная положительная реактивность приводит к увеличению плотности потока нейтронов в активной зоне и затем теплового потока. Отбор тепла в парогенераторах отстает от выработки тепла в активной зоне до тех пор, пока не сработают клапаны перепуска и сброса пара. Поэтому температура теплоносителя в реакторе повышается, и если не принять соответствующих мер, то может возникнуть кризис теплообмена, хотя расход воды через реактор остается прежним. На этот случай предусмотрено срабатывание аварийной защиты реактора.

В расчетах рассматриваемой аварийной ситуации ВВЭР-440 (рис. 10.1) принимают, что скорость введения реактивности при извлечении кассеты АРК равна  $3,5 \cdot 10^{-4} \text{ сек}^{-1}$ , останов реактора происходит из-за превышения аварийной уставки по мощности (АЗ-1), а сброс кассет СУЗ начинается через 0,5 сек после появления сигнала. Выключение реактора по сигналу АЗ-1 начинается через 4,5 сек после начала аварии (начала движения кассеты АРК). На графиках хорошо видно влияние тепловой инерции активной зоны. До 50% номинального значения уровня нейтронная мощность снижается за 2,3 сек, а тепловая — за 7,0 сек после начала движения кассет АРК вниз. До 30% уровня спад нейтронной мощности происходит за 3,1 сек, тепловой — за 10 сек. Изменения температуры и давления воды I контура невелики. Условия охлаждения активной зоны остаются нормальными. Расчетами показано, что имеется достаточный запас до кризиса теплообмена (более чем двукратный) в самый неблагоприятный момент процесса — через 5 сек после начала аварии.

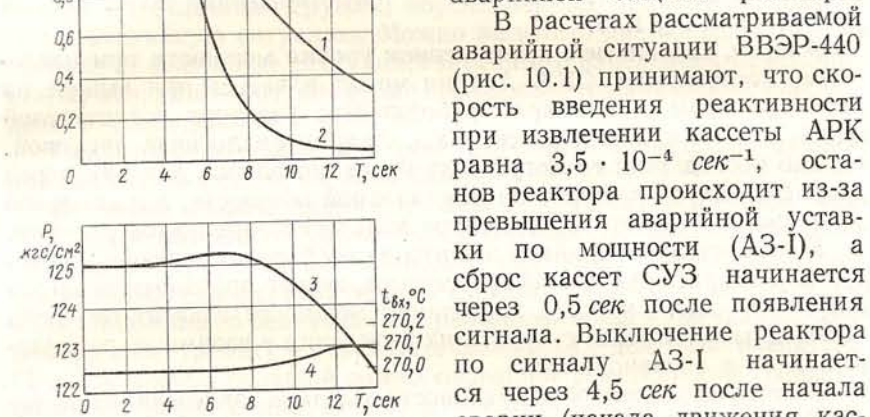


Рис. 10.1. Изменение характеристик ВВЭР-440 при неуправляемом извлечении из активной зоны кассеты СУЗ:

1 — тепловая мощность; 2 — нейтронная мощность; 3 — давление в первом контуре; 4 — температура воды на входе в активную зону

Режим эксплуатации ВВЭР при компенсации избыточной реактивности раствором борной кислоты позволяет сводить до минимума серьезность аварий с выбросом поглощающих стержней, так как при работе реактора на мощности в активной зоне находятся поглотители только группы регулирующих кассет, да и то погруженных лишь частично (см. § 4.1).

Аварии, связанные с уменьшением концентрации примесей, поглощающих нейтроны. В ВВЭР для компенсации запаса реактивности работающего реактора или для обеспечения подкритичности холодного остановленного реактора (например, при перегрузке ядерного топлива) в теплоноситель I контура добавляют растворимые вещества — поглотители нейтронов. Обычно в качестве такой добавки используют борную кислоту (см. § 4.1). Опасный переходный аварийный режим может возникнуть при быстром выведении борной кислоты из I контура, если не осуществляется должного контроля за ее концентрацией. Аналогичный процесс может возникнуть при подключении к реактору, находящемуся в работе или в заглушенном состоянии, близком к критическому, петли с концентрацией борной кислоты, меньшей чем в реакторе. Последствия аварии те же, что и при извлечении твердых поглотителей из активной зоны.

В связи с этим для предотвращения подобных аварий режим эксплуатации предусматривает выравнивание концентрации бора в петле и реакторе перед подключением петли.

Аварии, связанные с охлаждением теплоносителя. ВВЭР обладают отрицательным температурным коэффициентом реактивности, поэтому понижение температуры приводит к увеличению реактивности. При этом в результате увеличения реактивности в активной зоне может наступить переходный режим, степень опасности которого определяется температурным коэффициентом, степенью охлаждения теплоносителя на входе в реактор и расходом теплоносителя (см. § 3.2).

Введение холодной воды в реактор может произойти, например, при включении аварийного подпиточного насоса. Однако этот случай практически не представляет опасности, так как расход холодной воды достаточно мал и она поступает в трубопровод петли или смесительную камеру реактора. В активную зону холодная подпиточная вода попадает, лишь пройдя большой путь по I контуру, смешиваясь с более горячей водой.

Для исключения непредусмотренного введения холодной воды в активную зону и предотвращения повреждения твэлов обычно вводят блокировку, запрещающую включение главного циркуляционного насоса в работу и открытие задвижки петли, если разность температур воды в реакторе и петле недопустимо велика. Кроме того, время открытия задвижек выбирают достаточно большим — от 20 до 300 сек.

Аварии при уменьшении или прекращении расхода теплоносителя. Уменьшение расхода теплоносителя через реактор может произойти, например, при отключении электропитания всех ГЦН или некоторого их числа, а также при посадке напряжения в системе электроснабжения.

В результате отключения ГЦН и последующего снижения расхода теплоносителя срабатывают соответствующие системы аварийного ввода резервного электропитания, благодаря чему расход через некоторое время (1—2 сек) может восстановиться полностью или

частично (в случае полного обесточивания некоторых насосов). Такое кратковременное или длительное уменьшение расхода теплоносителя через реактор обычно учитывают при расчете предельно допустимой мощности кассет реактора с целью обеспечения надежного охлаждения твэлов и недопущения кризиса теплообмена (см. § 5.3). Тяжесть аварий определяется степенью уменьшения расхода теплоносителя и уровнем мощности реактора. Полное обесточивание ГЦН даже в случае срабатывания аварийной защиты и заглушения реактора представляет большую опасность, поскольку при этом могут произойти перегрев твэлов и выделение продуктов деления топлива в I контур.

При проектировании АЭС вопросу надежности работы ГЦН и особенно выбору надежной схемы электроснабжения (применение генераторов собственного расхода, секционирование шин и т. д.) уделяют большое внимание. В ряде случаев нежелательные последствия, связанные с аварийной остановкой ГЦН, снижаются естественной циркуляцией теплоносителя через реактор и подключенные петли.

Наиболее серьезные последствия, связанные с уменьшением расхода теплоносителя при остановке ГЦН, возможны при отказе системы аварийной защиты реактора. При этой сложной аварии одновременно повреждаются две независимые системы реакторной установки.

Изменение температуры оболочки твэлов после прекращения или уменьшения расхода теплоносителя определяется коэффициентом теплоотдачи от поверхности оболочки. Вследствие достаточно большого коэффициента теплоотдачи при пузырьковом кипении воды температура оболочки мало отличается от температуры кипящего теплоносителя (см. § 5.1). Однако при большом несоответствии между мощностью твэлов и расходом теплоносителя возможны отклонение от режима пузырькового кипения и возникновение кризиса теплообмена, сопровождающегося перегревом и расплавлением оболочки и последующим выходом продуктов деления в теплоноситель.

Уменьшение или прекращение расхода теплоносителя наиболее вероятно в отдельной кассете (или в нескольких кассетах) в результате частичного или полного перекрытия сечения теплоносителя. Авария с закупоркой кассеты может произойти при попадании посторонних предметов в хвостовик кассеты или в нижнюю решетку пучка твэлов. В качестве таких посторонних предметов могут быть болты, гайки, обрезки и обрывки труб и другие элементы насосов и внутрикорпусных устройств реактора, появляющиеся в I контуре в результате их повреждения.

**Аварии, связанные со сбросом нагрузки.** Резкое изменение нагрузки при работе реактора на полной мощности может вызвать опасные переходные процессы, создающие аварийную ситуацию.

При резком сбросе нагрузки АЭС (аварийное отключение от электросистемы, закрытие стопорного клапана турбины) теплоотвод от I контура реакторной установки резко ухудшается, что ведет к повышению температуры и давления в теплоносителе, а также

к росту давления пара во II контуре. В связи с этим срабатывает аварийная защита, снижающая мощность реактора до значения, соответствующего нагрузке. В случае отказа срабатывания аварийной защиты или автоматического регулятора мощности переходный температурный режим может вызвать серьезное повреждение активной зоны. Снижению мощности реактора в этом случае способствует также эффект саморегулирования, поскольку повышение температуры активной зоны ВВЭР связано с выделением отрицательной реактивности (см. § 3.2 и 4.3).

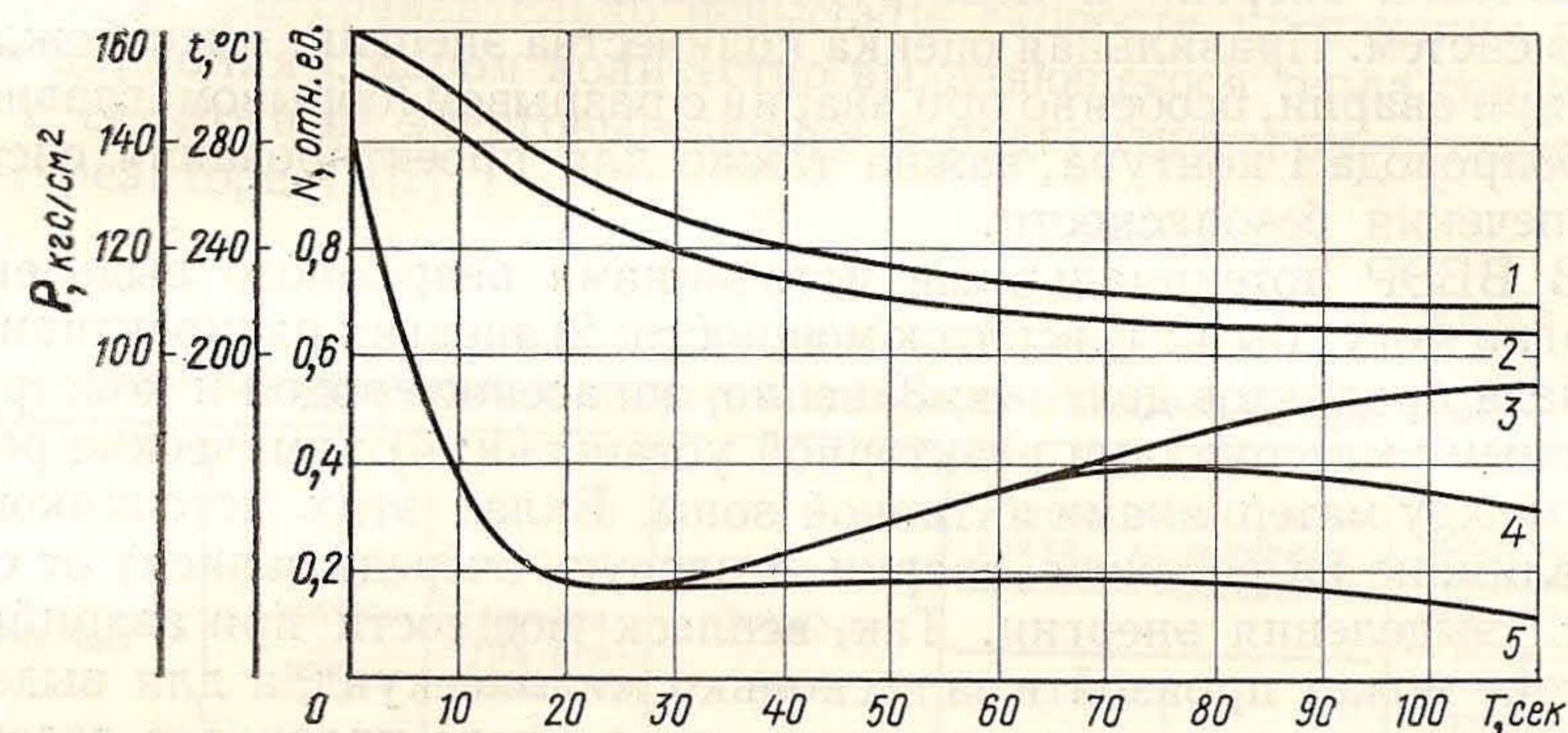


Рис. 10.2. Изменение тепловой мощности и параметров I контура при остановке ВВЭР-1000 из-за разрыва главного парового коллектора:

1 — давление в I контуре при срабатывании АЗ I рода; 2 — средняя температура воды I контура при срабатывании АЗ I рода; 3 — тепловая мощность при срабатывании АЗ I рода; 4 — тепловая мощность при срабатывании АЗ I рода и вводе в I контур, начиная с 50 сек, борной кислоты с концентрацией 30 г/кг  $H_2O$  с производительностью подпитки 270 т/ч; 5 — тепловая мощность при срабатывании АЗ I рода и вводе в I контур, начиная с 20 сек, борной кислоты с концентрацией 30 г/кг  $H_2O$  с производительностью подпитки 540 т/ч

**Аварии с разрывом паропровода.** Внезапный разрыв паропровода II контура эквивалентен увеличению нагрузки АЭС. Утечка пара через разрыв приведет к быстрому снижению давления пара, увеличению теплоотвода от I контура и резкому понижению средней температуры теплоносителя реактора, работавшего на любой мощности. Быстрое расхолаживание воды в реакторе (со скоростью, которая может достигать 100—150° С/мин) сопровождается ростом реактивности и тепловой мощности реактора (рис. 10.2). При данной аварии реактор должен быть заглушен аварийной защитой. Последствия этой аварии могут усугубиться, если в работе находится автоматический регулятор мощности реактора, срабатывающий при изменении давления пара во II контуре. При резком снижении давления пара во II контуре регулятор подает сигнал на подъем управляющей группы органов СУЗ, что приводит к еще большему росту реактивности и повышению вероятности перегрева и повреждения твэлов. Поэтому при возникновении такой аварии автоматический регулятор должен быть выключен.

Аварии с незначительной утечкой теплоносителя из I контура ВВЭР, компенсируемой системами аварийной подпитки, не представляют серьезной опасности. Аварии же со значительной утечкой теплоносителя из I контура менее вероятны. Протекание таких аварий рассмотрено, например, в работе [106].

### § 10.5. Оценка возможного выделения энергии при аварии

Характер протекания аварии реактора определяется количеством выделяемой энергии и конструктивными особенностями реактора и его систем. Правильная оценка количества энергии, высвобождаемой при аварии, особенно при аварии с разрывом (обрывом) главного трубопровода I контура, важна также для проектирования систем обеспечения безопасности.

В ВВЭР потенциальными источниками аварийного выделения энергии могут быть: 1) всплеск мощности; 2) энергия радиоактивного распада продуктов деления; 3) тепло, запасенное водой и конструкционными материалами реакторной установки; 4) химические реакции между материалами активной зоны. Вклад этих источников и их влияние на развитие аварии в первую очередь зависят от скорости выделения энергии. Так, всплеск мощности при аварийном разгоне может произойти за несколько миллисекунд, а для выделения такого же количества энергии при распаде продуктов деления требуются сутки.

В реакторах ВВЭР катастрофические ядерные разгоны практически невероятны, а наибольшую практическую опасность при аварии представляет энергия, запасенная в воде I контура.

Приблизительные данные об основных источниках энергии для реакторов типа ВВЭР и соотношение между ними могут быть проиллюстрированы на примере реактора с водой под давлением АЭС «Янки» США (тепловая мощность 485 Мвт, рабочая температура воды 268°С, рабочее давление воды 140 кгс/см<sup>2</sup>, топливо 23,7 т UO<sub>2</sub>) (см. в табл. 10.2).

Таблица 10.2

Теоретические аварийные источники энергии в реакторе АЭС «Янки» [49]

Источник энергии	Энергия, кдж	Примечание
Всплеск мощности при разгоне	2,1·10 <sup>7</sup>	Испарение 20% топлива
Химическая реакция	1,05·10 <sup>7</sup>	Реакция всего циркалоя-2 и нержавеющей стали, находящихся в активной зоне, с водой I контура
Остаточное тепловыделение	3,2·10 <sup>7</sup>	Суммарное тепловыделение в течение суток после остановки реактора, проработавшего длительное время
Энергия, запасенная теплоносителем (водой)	1,05·10 <sup>8</sup>	Учитывается вся вода I контура

В реакторах ВВЭР условия, необходимые для реакций металл — вода, могут возникнуть только при развитии аварий, связанных с крупными утечками воды из I контура и отказом систем аварийного охлаждения, приводящим к расплавлению части твэлов.

В табл. 10.3, составленной по данным работы [49], приведены некоторые возможные химические реакции типа



Даже при сравнительно невысокой скорости протекания реакции циркония с паром количество выделяющегося тепла соизмеримо с остаточным энерговыделением в подкритическом остановленном реакторе [107].

Таблица 10.3

Термодинамические параметры возможных химических реакций

Реагент	Состояние	Температура реагента, °С	Формула окиси	Тепло, кдж/г реагента, выделяемое при взаимодействии		Количество водорода, образующегося при взаимодействии с водой*, л/г реагента
				с кислородом	с водой	
Цирконий	Жидкое	1011	ZrO <sub>2</sub>	12,05	6530	0,491
				5,56—5,98		
Нержавеющая сталь	»	742	FeO, NiO, Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		602—1060	0,441

\* Приведено к нормальным условиям.

Водород, выделяющийся при взаимодействии металла с водой, может создавать потенциальную опасность водородного взрыва. Анализ безопасности реактора Шиппингпортской АЭС (США) показал, что при аварийной утечке теплоносителя I контура наружный слой циркониевой оболочки толщиной 0,127 мм (общая толщина оболочки 0,762 мм) реагирует с водой в течение 11 мин до начала плавления оболочки [49]. Ввиду того, что реакция металл — вода рассматривается как вторичная опасность, возникающая только после расплавления части твэлов, при проектировании реакторов предусматривают все необходимые меры, исключая большие утечки теплоносителя из активной зоны и недопустимый перегрев твэлов.

Энергия, запасенная водой и конструкционными материалами I контура, определяется рабочими параметрами реакторной установки, в частности температурой, давлением и массой воды в конту-

ре. Влияние этой энергии на развитие и последствия аварии во многом определяется эффективностью предохранительных и защитных устройств, служащих для обеспечения безопасности АЭС (см. § 10.6).

### § 10.6. Предохранительные и защитные устройства

Обеспечение безопасности реактора предполагает использование предохранительных и защитных устройств для предотвращения аварии или смягчения ее последствий. Предохранительные устройства обычно предусматриваются проектом как часть конструктивных решений по безопасности реакторной установки.

К предохранительным и защитным устройствам АЭС с ВВЭР могут быть отнесены: герметичная оболочка твэлов; герметичная система I контура реактора; система управления и аварийной защиты; система аварийного охлаждения активной зоны; система надежного обеспечения электроэнергией на собственные нужды; оборудование для безопасной транспортировки и хранения отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов.

Особое значение придается обеспечению герметичности помещений реактора, входящих в комплекс защитной оболочки I контура ВВЭР. Обычно в качестве защитной оболочки рассматривают герметизируемые строительные конструкции (боксы, шахты и т. д.), рассчитанные на определенное аварийное давление, внутри которых размещена реакторная установка. Давление воздуха внутри помещений может быть равно атмосферному или меньше его.

В более общем виде термин «защитная оболочка» в международной практике употребляется для обозначения всех конструкций, систем и устройств, которые могут быть предусмотрены для достижения с высокой степенью надежности локализации и ослабления радиоактивности, которая в случае аварии на реакторе может проникнуть из I контура в помещения реакторной установки и попасть в окружающую среду. Как правило, защитная оболочка имеет биологическую защиту, чтобы уменьшить прямое радиационное облучение снаружи стен оболочки в случае аварийного попадания значительных количеств радиоактивных веществ в помещения под оболочкой.

Защитная оболочка реактора снабжается соответствующей системой вентиляции, которая обеспечивает поддержание средней температуры воздуха внутри помещений, как правило, в пределах 40—50° С путем удаления определенной части выделяющегося тепла при условиях эксплуатации реактора.

Существуют три принципиально различных типа защитных оболочек: 1) защитная оболочка под давлением (или паровая оболочка); 2) защитная оболочка с понижением давления (или оболочка с конденсацией пара); 3) защитная оболочка со сбросом давления через предохранительные клапаны (или вентилируемая оболочка с регулируемым выбросом радиоактивности).

Защитные оболочки под давлением условно делятся на оболочки низкого и высокого давления.

Избыточное давление паровоздушной смеси в защитной оболочке ВВЭР может составлять от нескольких десятых до десятков атмосфер, в зависимости от выделившейся при аварии энергии и объема оболочки (рис. 10.3 и 10.4).

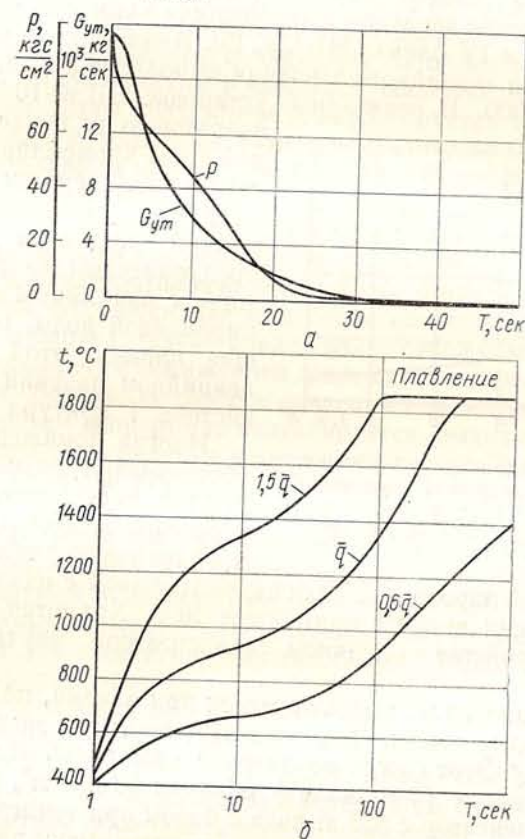


Рис. 10.3. Изменение давления в ВВЭР-440 при аварийном обрыве главного циркуляционного трубопровода и утечке теплоносителя из I контура (а). Изменение температуры оболочки твэла ВВЭР-440 при аварийном обрыве главного циркуляционного трубопровода и утечке теплоносителя (б).  $q$  — средняя мощность кассеты

Понижение давления пароводяной смеси под оболочкой обеспечивается конденсацией паров вышедшей из реактора воды. Поглощение выделившейся при аварии энергии может быть осуществлено различными способами.

Наиболее часто понижают давление внутри оболочки, а также ограничивают повышение давления принудительным водяным оро-

8в\*

шением внутреннего пространства оболочки через разбрызгиватели так называемых спринклерных устройств [108]. Вода на орошение внутреннего пространства подается из баков, располагаемых снаружи или внутри оболочки. Разбрызгиваемую воду смешивают с конденсатом и собирают в бак, затем ее охлаждают в теплообменнике и снова подают на орошение внутреннего пространства оболочки. Этот вариант понижения давления в помещениях защитной оболочки реализован на III и IV блоках НВАЭС [5]. Аналогичным образом система понижения аварийного давления выполнена и в защитной оболочке ВВЭР-1000. В реакторной установке ВВЭР-1000 в системе

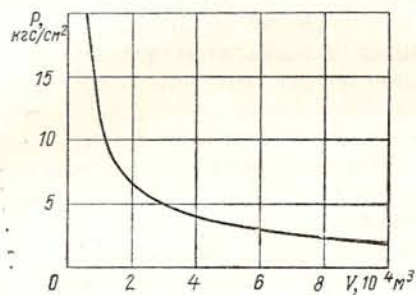


Рис. 10.4. Зависимость равновесного давления под защитной оболочкой ВВЭР-440 от ее объема при аварийной утечке теплоносителя I контура

аварийного охлаждения активной зоны кроме широко распространенных систем высоконапорной и низконапорной аварийной подпитки I контура предусмотрены гидроаккумуляторы с аварийным запасом борированной воды, обеспечивающие впрыск этой воды при аварийном падении давления в системе I контура [7].

Иногда понижение давления обеспечивают, размещая во внутреннем пространстве защитной оболочки вещества, поглощающие тепловую энергию при контакте с горячей пароводяной или паровоздушной смесью. В качестве одного из таких веществ применяют лед. Хранится он в специальном устройстве — ледяном конденсаторе внутри защитной оболочки.

Конденсация пара, выделившегося при аварии, происходит при контакте пара со льдом. Лед, поглощая тепловую энергию, превращается в воду. Этот способ реализован в защитной оболочке ВВЭР-440 АЭС «Ловиса» (Финляндия) объемом  $53\,600 \text{ м}^3$ , где размещен ледяной конденсатор с  $835 \text{ т}$  льда с бором при температуре от  $-7$  до  $-12^\circ \text{С}$ . Применение ледяного конденсатора при аварийном выделении тепловой энергии снижает расчетное избыточное давление на оболочку с 4 до  $0,75 \text{ кгс/см}^2$  [109].

Для понижения давления пароводяной смеси, образующейся во внутреннем пространстве защитной оболочки, в качестве поглощающих тепловую энергию могут применяться хорошо растворимые в воде неорганические вещества, имеющие кристаллическую структуру при атмосферном давлении и температуре выше  $0^\circ \text{С}$  и поглощающие тепловую энергию при образовании водных растворов, например нитраты щелочных металлов. Эти вещества, представляющие собой своеобразный сухой конденсатор, целесообразно размещать в непосредственной близости от оборудования и трубопроводов реакторной установки, так как в этом случае будет наиболее

эффективным растворение вышеуказанных веществ утекающим горячим теплоносителем и, следовательно, поглощение тепловой энергии [110].

При наличии в системе защитной оболочки спринклерных устройств неорганические вещества, поглощающие тепло при растворении в воде, внутри помещений защитной оболочки целесообразно размещать также на пути движения капель и струй воды, подаваемой из спринклерных устройств, или смешивать эти вещества с водой, подаваемой в защитную оболочку на орошение внутреннего пространства. При наличии в защитной оболочке камеры понижения давления, через воду которой барботируется образовавшийся при аварии пар, целесообразно эти кристаллические вещества добавлять и в воду камеры понижения давления. Возможно также введение их в теплоноситель ядерного реактора.

В некоторых случаях используют защитные системы смешанного типа или так называемые многослойные оболочки. Многослойной называется любая защитная система, в которой вокруг системы I контура реактора создаются две или более оболочки. В этом случае внутренняя оболочка обычно представляет собой оболочку под давлением или оболочку с понижением давления, а в качестве наружной используется оболочка со сбросом давления или оболочка, в которой внутренний объем непрерывно вентилируется, выходящие газы очищаются и затем сбрасываются в вытяжную трубу. Примером многослойной оболочки может служить защитная система ВВЭР-440 финской АЭС «Ловиса». Внутренняя оболочка, выполненная из стали, представляет собой защитную оболочку с понижением давления с помощью ледяного конденсатора; наружная оболочка диаметром  $44 \text{ м}$  и высотой  $64 \text{ м}$  выполнена из бетона [109].

Многослойные оболочки ввиду большой их надежности весьма перспективны для энергетических реакторов, располагаемых в густонаселенных районах.

К конструкции защитной оболочки предъявляют различные требования, в том числе и определяемые выбором местоположения АЭС, поэтому защитные конструкции могут иметь самую различную форму и изготавливаться из различных материалов. Строительные конструкции защитной оболочки могут быть из стали, бетона, железобетона или предварительно напряженного железобетона.

К числу защитных устройств можно отнести также систему подачи химических реагентов для связывания выделившихся радиоактивных продуктов деления, в частности систему подачи соединений натрия, например гидрата окиси натрия  $\text{NaOH}$  или тиосульфата натрия  $\text{Na}_2\text{S}_2\text{O}_3 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$ , в воду спринклерных систем защитной оболочки. Добавление соединений натрия повышает щелочность разбрызгиваемого потока, что обеспечивает эффективное связывание и удаление радиоактивного иода из атмосферы внутри защитной оболочки.

Для выполнения функций обеспечения безопасности предохранительные и защитные устройства, включая системы их энергопита-

ния, должны удовлетворять специфическим требованиям, важнейшими из которых являются: высокий уровень надежности; возможность осмотра и испытания; резервирование и независимость цепей, линий и элементов систем.

Перечисленные особенности и технические требования к предохранительным и защитным устройствам, предусматриваемые обычно проектом АЭС, направлены на обеспечение безопасности при любом возможном нарушении устройств нормальной эксплуатации. Вместе с тем действие локализирующих устройств (механических конструкций, систем понижения давления) будет эффективным, только если в результате аварии не произошло оплавление активной зоны [111]. В связи с этим в некоторых проектах ВВЭР предусматривают дополнительные меры на случай отказа или неэффективной работы систем аварийного охлаждения активной зоны, в частности установку под корпусом реактора специальных тиглей с легкоплавкими материалами, обеспечивающих защиту основания защитной оболочки от разрушения при проплавлении корпуса реактора и тем самым надежную локализацию аварии [112].

### § 11.1. Особенности реакторной установки

При рассмотрении этапов развития АЭС с отечественными реакторами водо-водяного типа принято подразделять эти реакторы на три поколения: 1) ВВЭР-210 (I блок НВАЭС) и ВВЭР-70 (АЭС «Райнсберг», ГДР); 2) ВВЭР-440; 3) ВВЭР-1000. Промежуточной между первым и вторым поколениями является реакторная установка ВВЭР-365 II блока НВАЭС, реактор которой по существу относится ко второму поколению, а основное оборудование установки — к первому. Третья серия реакторов, начинающаяся с ВВЭР-1000 V блока НВАЭС, является новым этапом на пути развития и совершенствования ВВЭР.

Условия эксплуатации ВВЭР-1000 согласуются с исходными положениями для всех ВВЭР: реактор эксплуатируется в режиме частичных перегрузок топлива; перегрузка топлива производится один раз в год; длительность работы между перегрузками составляет примерно 7000 *эф. ч.*; коэффициенты неравномерности энерговыделения не превышают проектных значений; глубина выгорания топлива не превосходит заданных пределов.

Совершенствование ВВЭР и АЭС на их основе шло по трем направлениям: 1) оптимизация топливного цикла; 2) оптимизация теплосилового цикла; 3) обеспечение безопасной работы АЭС.

Если I блок НВАЭС подтвердил правильность заложенных в нем научно-технических основ и проектно-конструкторских решений и тем самым выполнил свою основную задачу, то создание последующих установок АЭС сопровождалось постоянным улучшением технико-экономических показателей. В этом смысле главным направлением следует считать повышение единичной мощности энергетического блока, сопровождающееся увеличением мощности и производительности основного оборудования. При этом уменьшаются удельные капитальные затраты и обеспечивается необходимый темп наращивания энергетических мощностей.

Увеличение мощности блока связано с повышением тепловой мощности реактора и улучшением термодинамического цикла. Увеличение КПД цикла определяется возможностью повышения параметров I и II контуров. Давление насыщенного пара перед турбиной и КПД цикла неуклонно увеличивались по мере совершенствования реакторных установок. В сравнении эти цифры выглядят так:



1) для ВВЭР-210, ВВЭР-70 и ВВЭР-365 — давление 29 кгс/см<sup>2</sup>; КПД цикла брутто 27,7% (в парогенераторе 32 кгс/см<sup>2</sup>; 236,3° С)<sup>2</sup>

2) для ВВЭР-440—44 кгс/см<sup>2</sup>, КПД брутто до 32% (в парогенераторе 47 кгс/см<sup>2</sup>; 254,9° С);

3) для ВВЭР-1000—60 кгс/см<sup>2</sup>, КПД брутто 33,3% (в парогенераторе 64 кгс/см<sup>2</sup>, 278,5° С).

Давление пара во II контуре определяется температурным напором в парогенераторе и допустимым значением температуры теплоносителя в I контуре. Последняя величина связана с принятыми запасами до температуры насыщения, определяемой давлением в I контуре. Допустимая температура для оболочек твэлов из циркониевого сплава 350° С [6]. Поэтому в ВВЭР-1000 принято рабочее давление в I контуре 160 кгс/см<sup>2</sup> (максимальная температура поверхности твэлов 350° С) против 125 кгс/см<sup>2</sup> (330° С) в ВВЭР-440, 105 кгс/см<sup>2</sup> (315° С) в ВВЭР—365 и 100 кгс/см<sup>2</sup> (305° С) в ВВЭР-210.

В связи с увеличением мощности блока укрупняется основное оборудование I и II контуров. Так, электрическая мощность, получаемая с одной циркуляционной петли первого контура, изменялась следующим образом (проектная/фактическая); ВВЭР-210—35/46 Мвт; ВВЭР-365—46/52 Мвт; ВВЭР-440—73 Мвт; ВВЭР-1000—250 Мвт.

Укрупнение оборудования требует повышения надежности его работы. Одним из путей обеспечения надежности является упрощение компоновочных решений и принципиальных схем.

Увеличение тепловой мощности ВВЭР-1000 достигается: а) уменьшением неравномерности тепловыделения в активной зоне; б) повышением расхода теплоносителя через активную зону; в) увеличением общей длины и поверхности твэлов; г) уменьшением запасов между рабочими и предельно допустимыми значениями параметров (табл. 11.1).

Таблица 11.1

Теплогидравлические характеристики ВВЭР

Показатель	ВВЭР-210	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Полная объемная неравномерность тепловыделения	4,8	2,4	2,35
Неравномерность мощности отдельных твэлов	2,75	1,65	1,60
Общий расход теплоносителя, т/ч	29 000	34 000	57 000
Удельный расход теплоносителя, т/ч/Мвт (тепл)	38,2	24,7	19,0
Общая длина твэлов, м	77 000	110 000	170 000
Общая поверхность твэлов, м <sup>2</sup>	2460	3150	4850

По мере увеличения мощности блока улучшается использование теплоносителя I контура. Так, удельный расход теплоносителя на

единицу тепловой мощности для ВВЭР-1000 снижается в два раза по сравнению с ВВЭР-210.

Снижение неравномерности тепловыделения по активной зоне достигается оптимальным размещением топлива в реакторе и усовершенствованием системы регулирования мощности.

Увеличение общей длины твэлов и снижение объемной неравномерности тепловыделения позволяют сохранить в допустимых пределах линейную тепловую нагрузку твэлов и тем самым избежать плавления их сердечников при увеличении мощности реактора.

Увеличение расхода теплоносителя через реактор, как правило, сдерживается двумя факторами: а) несоответствием между ростом мощности и производительности насосных агрегатов, что ведет к увеличению доли вырабатываемой электроэнергии, расходуемой на собственные нужды (табл. 11.2); б) наличием практического предела увеличения скорости воды в пучке твэлов (6—7 м/сек) из-за вибраций.

Таблица 11.2

Сравнительные гидравлические параметры ВВЭР

Характеристика	ВВЭР-210	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Максимальная скорость теплоносителя в пучке твэлов, м/сек	3,6	4,1	5,7
Напор насоса в рабочей точке, кгс/см <sup>2</sup>	4,0	4,6	6,5

Исследования показали, что предельная линейная тепловая нагрузка при отсутствии плавления сердечников твэлов из двуокиси урана равна примерно 700 Вт/см. Расчетное предельное значение линейной нагрузки для ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 принято 500 Вт/см [6]. Средние значения энергонапряженности активной зоны и топлива в ВВЭР приведены в табл. 11.3.

Таблица 11.3

Энергонапряженность топлива в ВВЭР

Характеристика	ВВЭР-210	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Среднее линейное энерговыделение твэла, Вт/см	98,7	125	176,4
Энергонапряженность активной зоны, кВт/л	46,5	84	111,1
Энергонапряженность топлива, кВт/кг U	19,5	33	45,5

Уменьшение запасов между рабочими и предельно допустимыми значениями параметров может быть принято только при следующих условиях:

1) достоверное знание пределов, к которым безопасно можно приблизить реальный процесс. Эти сведения могут быть получены при углубленном исследовании протекающих в реакторе процессов (тепловых, кризисных, гидравлических) и уточнении теоретических моделей и экспериментальных зависимостей. Подобные исследования, в частности, позволили снизить коэффициент запаса до кризиса теплообмена с 3—5 (на первых этапах проектирования ВВЭР) до ~ 2 (в последующем);

2) устранение неопределенности исходного состояния реактора. Это связано с совершенствованием системы внутриреакторных измерений и повышением точности расчетных методов. Измерения и расчет должны дополнять друг друга, с тем чтобы можно было оперативно получать достоверную информацию;

3) повышение надежности системы теплоотвода.

В реакторной установке ВВЭР-1000 предусмотрены насосы с вынесенными электродвигателями, снабженные маховиками. Это обеспечивает устойчивую циркуляцию теплоносителя через реактор даже при значительных нарушениях электроснабжения насосов. Весь выявленный резерв надежности охлаждения направлен на повышение тепловой мощности реактора.

Скорость выгорания топлива при работе на повышенной мощности требует корректировки обогащения, глубины выгорания и периодичности замены ядерного топлива. В ВВЭР-1000 загрузка увеличена до 75 т  $UO_2$  с обогащением 4,4%, а глубина выгорания (в среднем) повышена до 40 000  $Mвт \cdot сутки/т U$ .

Приведенные данные свидетельствуют о качественно новом уровне развития ВВЭР.

## § 11.2. Нейтронно-физические характеристики активной зоны

Активная зона ВВЭР-1000 существенно превышает размеры активной зоны для ВВЭР-440 и состоит из шестигранных кассет. Топливные кассеты укрупнены по сравнению с кассетами ВВЭР-440 и содержат по 317 твэлов стандартного диаметра, размещенных с несколько большим шагом решетки. Основные конструктивные параметры активной зоны, кассет и твэлов приведены ниже.

### Основные конструктивные характеристики активной зоны ВВЭР-1000

Эффективный радиус активной зоны — 156,0 см  
Высота активной зоны (рабочее состояние) — 355,0 см  
Объем активной зоны — 27,0 м<sup>3</sup>  
Отношение площади замедлителя к площади топлива в поперечном сечении активной зоны — 2,00

### Конструктивные характеристики кассеты ВВЭР-1000

Размер кассеты «под ключ» — 238 мм  
Шаг расположения кассет — 241 мм

Толщина стенки кассет — 1,5 мм (с перфорацией 25% поверхности)  
Высота кассеты с пучком регулирующих стержней или СВП — 4665 мм  
Число твэлов в кассете — 317 шт.  
Шаг размещения твэлов — 12,76 мм  
Число направляющих каналов для стержней регулирования — 12 шт.  
Число каналов для датчиков замера энерговыделений — 1 шт.  
Размеры направляющих каналов и канала для датчика замера энерговыделения — 12,6 × 0,85 мм  
Размеры центральной трубки — 10,3 × 0,65 мм  
Материал направляющих каналов, канала для замера энерговыделения и центральной трубки — цирконий

### Характеристики твэлов кассет ВВЭР-1000

Размеры оболочки твэлов — 9,1 × 0,65 мм  
Материал оболочки твэлов — цирконий  
Диаметр топливной таблетки — 7,53 мм  
Диаметр осевого отверстия в топливной таблетке — 1,4 мм  
Материал таблетки —  $UO_2$   
Обогащение топлива подпитки, %:  
в двухлетнем цикле — 3,3  
в трехлетнем цикле — 4,4  
Масса загрузки  $UO_2$  в одном твэле — 1565 г

Достижение заданной глубины выгорания топлива при допустимых удельных тепловых нагрузках целиком определяется продолжительностью пребывания твэлов в активной зоне. Трехлетний срок эксплуатации твэлов является освоенным для ВВЭР-440. Продолжительность кампании 3 года принята и для основного режима перегрузок топлива в ВВЭР-1000. Вследствие высоких удельных нагрузок в активной зоне этого реактора в указанном режиме достигается средняя расчетная глубина выгорания 39 800  $Mвт \cdot сутки/т U$ , что примерно на 30% больше освоенной средней глубины выгорания топлива в ВВЭР-440. Для первых загрузок активной зоны первого ВВЭР-1000 предполагается использовать режим с продолжительностью кампании 2 года. При этом глубина выгорания топлива составит 26 500  $Mвт \cdot сутки/т U$  и не превысит освоенных пределов.

После экспериментального исследования части твэлов, выдерживаемых в реакторе до выгорания 45 000  $Mвт \cdot сутки/т U$ , осуществляется перевод реактора ВВЭР-1000 на трехлетнюю кампанию; при этом топливная составляющая электроэнергии снижается (по расчету) примерно на 15% по сравнению с двухлетним циклом. Обогащение топлива подпитки составляет 3,3% (в двухлетнем цикле) и 4,4% (в трехлетнем цикле).

Предусматривается профилирование свойств твэлов по сечению кассеты, поскольку увеличение обогащения и размеров кассет ВВЭР-1000 приводит к повышению неравномерности тепловыделения в ней. Так, в кассете с топливом 4,4%-ного обогащения коэффициент неравномерности для твэлов равен 1,22. Размещение в периферийном ряду и в угловых местах следующего ряда твэлов с ураном пониженного обогащения (3,6%) снижает коэффициент неравномерности до 1,16.

В 109 кассетах имеются подвижные регулирующие стержни (кластеры), которые предназначены (по аналогии с кассетами СУЗ

ВВЭР-440): а) для обеспечения быстрого прекращения ядерной реакции; б) для автоматического регулирования в целях поддержания мощности реактора на заданном уровне или перевода его с одного уровня мощности на другой; в) для компенсации быстрых изменений реактивности перемещением их в активной зоне.

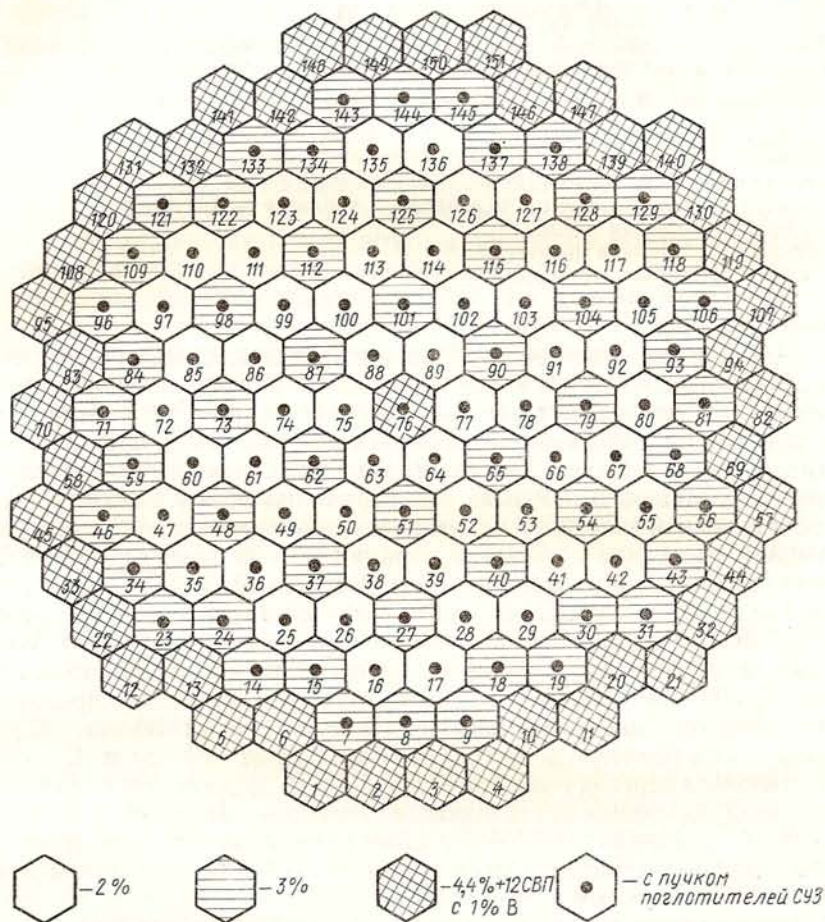


Рис. 11.1. Картограмма первой топливной загрузки активной зоны ВВЭР-1000 для трехлетнего цикла выгорания (три перегрузки за кампанию) кассетами с различным обогащением топлива

Для варианта активной зоны с трехлетней кампанией в 42 периферийных кассетах устанавливаются стержни с выгорающим поглотителем (по массе 1% естественного бора) — СВР. Стержни СВР предназначены для снижения размножающих свойств у периферийных кассет с обогащением топлива 4,4% в начале кампании.

Основные конструктивные характеристики регулирующих стержней и стержней СВР приведены ниже. Существенно, что регулирующие стержни не имеют подвески топлива снизу, что снижает необходимые размеры корпуса реактора.

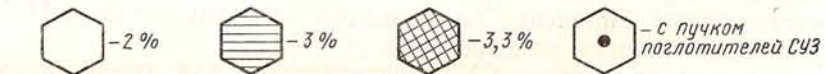
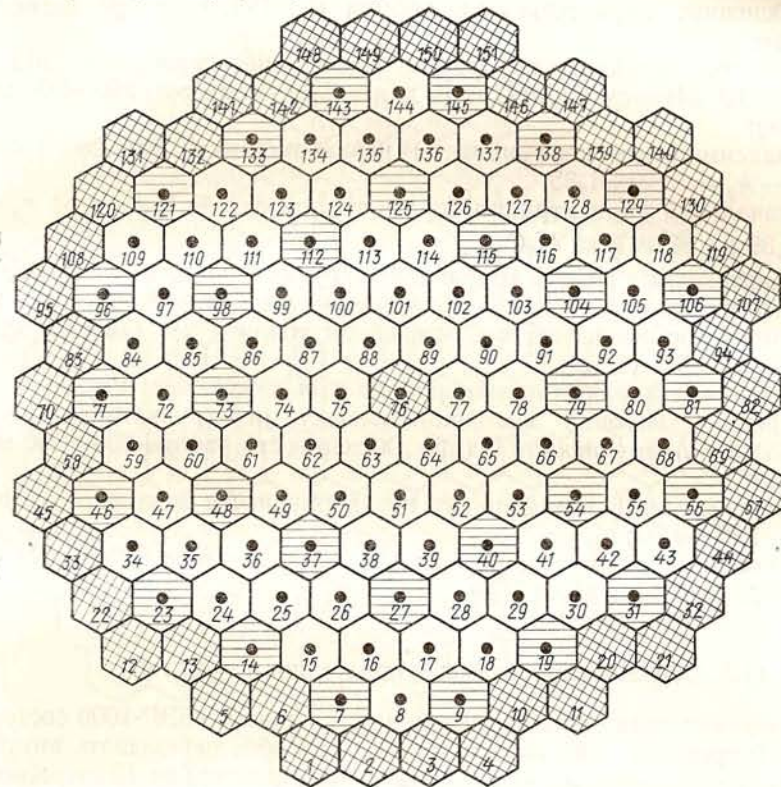


Рис. 11.2. Картограмма первой топливной загрузки активной зоны ВВЭР-1000 для двухлетнего цикла выгорания (две перегрузки за кампанию) кассетами с различным обогащением топлива

#### Характеристики регулирующего стержня и СВР

Размеры оболочки регулирующего стержня и СВР —  $8,2 \times 0,6$  мм  
 Материал оболочки — нержавеющая сталь  
 Диаметр сердечника регулирующего стержня и СВР — 7 мм  
 Материал сердечника регулирующего стержня —  $Eu_2O_3$  + алюминиевый сплав  
 Материал сердечника СВР — бор в циркониевой матрице  
 Концентрация естественного бора в материале СВР — 1%

Картограмма первой топливной загрузки активной зоны ВВЭР-1000 для трехлетнего цикла представлена на рис. 11.1. Активная

зона комплектуется из кассет с обогащением топлива 2% (54 шт.), 3% (54 шт.), 4,4% + 12 поглотителей (43 шт.). При перегрузках топлива осуществляются перестановки кассет в активной зоне по определенной схеме.

Основные характеристики работы ВВЭР-1000 в трехлетнем цикле:

средняя глубина выгорания между перегрузками — 10,9—13,8 × 10<sup>3</sup> Мвт·сутки/т U (при длительности работы 240—300 эф. суток);

максимальные коэффициенты неравномерности мощности кассет —  $k_q = 1,29 \div 1,35$ ;

начальная концентрация бора в теплоносителе I контура  $c_B = 1,39 \div 1,80$  г В/кг Н<sub>2</sub>O.

Картограмма первой топливной загрузки активной зоны ВВЭР-1000 для двухлетнего цикла приведена на рис. 11.2. Активная зона комплектуется из кассет с обогащением топлива 2% (78 шт.), 3% (30 шт.), 3,3% (42 шт.).

Основные характеристики работы при двухлетнем цикле: средняя глубина выгорания между перегрузками — 11,3—13,35 × 10<sup>3</sup> Мвт·сутки/т U (при длительности работы 250 ÷ 290 эф. суток);

максимальный коэффициент неравномерности мощности кассет  $k_q = 1,31 \div 1,37$ ;

начальная концентрация бора в теплоносителе I контура —  $c_B = 1,15 \div 1,45$  г В/кг Н<sub>2</sub>O.

### § 11.3. Особенности системы управления и защиты

Механическая система управления и защиты ВВЭР-1000 состоит из 109 приводов, каждый из которых способен перемещать внутри кассеты в пределах активной зоны пучок (кластер) из 12 стержней-поглотителей (материал сердечника — Eu<sub>2</sub>O<sub>3</sub> в матрице из алюминидового сплава). Приводы СУЗ, объединенные в группы (рис. 11.3) перемещают кластеры одновременно.

Механическая система СУЗ предназначена для компенсации быстрых изменений реактивности (эффекты: температурный, мощность, отравления). Медленные изменения реактивности (выгорание топлива) компенсируются изменением концентрации раствора борной кислоты в теплоносителе. На случай аварийных ситуаций предусмотрена быстродействующая система аварийного впрыска бора.

Полная эффективность механической системы СУЗ ВВЭР-1000 должна быть не меньше суммы следующих эффектов:

доплер-эффекта топлива при изменении мощности реактора от 0 до 100% — 0,013;

изменения средней температуры воды I контура при изменении мощности от 0 до 100% — 0,014;

изменения паросодержания в отдельных струях теплоносителя в активной зоне при изменении мощности от 0 до 100% — 0,002;

оперативного запаса на нестационарное отравление ксеноном и выравнивание энерговыделения — 0,015;

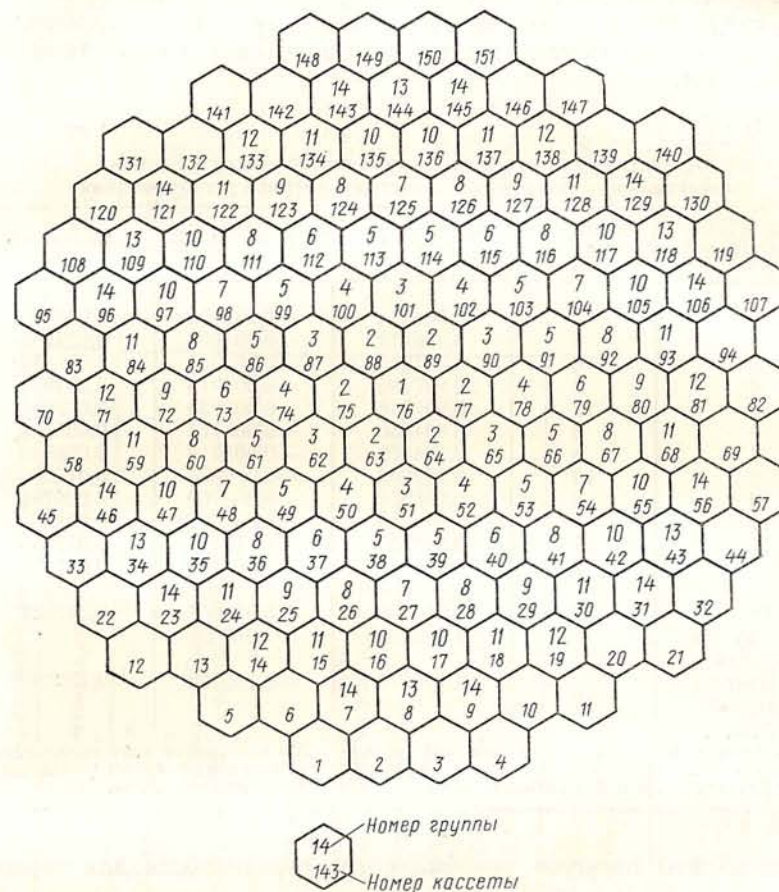


Рис. 11.3. Распределение поглотителей СУЗ по группам в активной зоне ВВЭР-1000

эффективности застрявшего пучка поглотителей — не более 0,010;

начальной подкритичности после сброса аварийной защиты — 0,010.

Для учета погрешности нейтронно-физических расчетов необходимая эффективность СУЗ принимается на 20% больше полной суммы перечисленных эффектов реактивности и должна быть не меньше 0,077.

В табл. 11.4 приведены результаты расчетов эффективности поглотителей механической системы СУЗ для начала работы первой топливной загрузки в двухлетнем цикле. Расчеты выполнены для рабочего состояния при концентрации бора в теплоносителе 1,15 г/кг. Под эффективностью  $i$ -й группы понимается величина  $\Delta\rho_i = \rho_0 - \rho_i$ , где  $\rho_0$  — запас реактивности активной зоны без поглотителей СУЗ;  $\rho_i$  — запас реактивности с опущенными поглотителями  $i$ -й группы СУЗ.

Таблица 11.4

Эффективность отдельных групп поглотителей и полная эффективность механической системы органов регулирования

Номер группы	Количество кластеров в группе	$k_{эф. i}$	$\rho_i = \frac{k_{эф. i-1}}{k_{эф. i}}$	$\Delta\rho_i = \rho_0 - \rho_i$
1	1	1,001556	+0,001554	0,001468
2	6	0,998372	-0,001631	0,004653
3	6	0,997675	-0,002330	0,005352
4	6	0,997195	-0,002813	0,004835
5	12	0,991048	-0,009033	0,012054
6	6	0,994850	-0,005177	0,008199
7	6	0,994809	-0,005218	0,008240
8	12	0,989603	-0,010506	0,013528
9	6	0,996254	-0,003760	0,006782
10	12	0,990710	-0,009377	0,012399
11	12	0,989963	-0,010139	0,013161
12	6	0,995561	-0,004459	0,007481
13	6	0,997350	-0,002657	0,005679
14	12	0,989506	-0,010605	0,013627
Все группы подняты		1,0030308	0,003022	
Все группы опущены		0,880074	-0,136268	0,139290*

\* Полная эффективность механической системы СУЗ в активной зоне трехлетнего топливного цикла составляет 0,1170, а эффективность отдельных групп находится в тех же пределах, что и для активной зоны двухлетнего топливного цикла.

Результаты расчетов коэффициентов реактивности для первой загрузки сведены в табл. 11.5.

В табл. 11.5 приняты следующие обозначения:  $\partial\rho/\partial\bar{t}_{H_2O}$  — коэффициент реактивности по температуре воды — производная реактивности по средней температуре теплоносителя, включая изменение плотности, град<sup>-1</sup>;  $\partial\rho/\partial\gamma_{H_2O}$  — коэффициент реактивности по плотности теплоносителя — производная реактивности по плотности воды, (г/см<sup>3</sup>)<sup>-1</sup>;  $\partial\rho/\partial\bar{t}_{топл}$  — коэффициент реактивности по температуре топлива — производная реактивности по средней температуре топлива, град<sup>-1</sup>;  $\partial\rho/\partial N_{тепл}$  — мощностной коэффициент реактивности — производная реактивности по мощности (определяется изменением мощности, связанным с изменением температуры в топливе и в теплоносителе, при постоянной входной

Таблица 11.5

Коэффициенты реактивности активной зоны

Коэффициент реактивности	Состояние активной зоны	Первая загрузка, T = 3 года / T = 2 года	Стационарный трехлетний топливный цикл
$\frac{\partial\rho}{\partial\bar{t}_{H_2O}}, 10^{-4} \text{ град}^{-1}$	Холодное Горячее Рабочее: начало работы (N <sub>тепл</sub> = 100%) конец работы	-0,100/0,86 -0,50/0,605 -1,00/-0,346 -3,50/-6,30	0,100-(-0,30) -1,00-(-3,50) -1,50-(-4,00)
$\frac{\partial\rho}{\partial\gamma_{H_2O}}, (г/см^3)^{-1}$	Холодное Горячее Рабочее: начало работы (N <sub>тепл</sub> = 100%) конец работы	-0,150/-0,126 -0,040/-0,030 -0,040/-0,005 0,160/0,282	-0,13-(-0,04) 0,06-0,15 0,10-0,20
$\frac{\partial\rho}{\partial\bar{t}_{топл}}, 10^{-5} \text{ град}^{-1}$	Холодное Горячее Рабочее: начало работы (N <sub>тепл</sub> = 100%) конец работы	-3,00/-3,39 -2,50/-3,02 -2,00/-2,69 -2,30/-2,36	-3,00-(-3,50) -2,50-(-3,00) -2,00-(-2,50)
$\frac{\partial\rho}{\partial N_{тепл}}, 10^{-4} \text{ 1/\%}$	Рабочее: начало работы (N <sub>тепл</sub> = 100%) конец работы	-1,40/-2,00 -1,50/-2,90	-(1,2-1,4)/- -(1,5-2,0)
$\frac{\partial\rho}{\partial c_B}, (гB/кгH_2O)^{-1}$	Холодное Горячее Рабочее: начало работы (N <sub>тепл</sub> = 100%) конец работы	-0,120/-0,150 -0,095/-0,100 -0,090/-0,105 -0,095/-0,110	-0,095-(-0,105) -0,075-(-0,085) -0,070-(-0,080)

температуре теплоносителя),  $1/\%$ ;  $\partial\rho/\partial C_B$  — коэффициент реактивности по концентрации бора в теплоносителе — производная реактивности по концентрации естественного бора,  $(\text{г В/кг Н}_2\text{О})^{-1}$ .

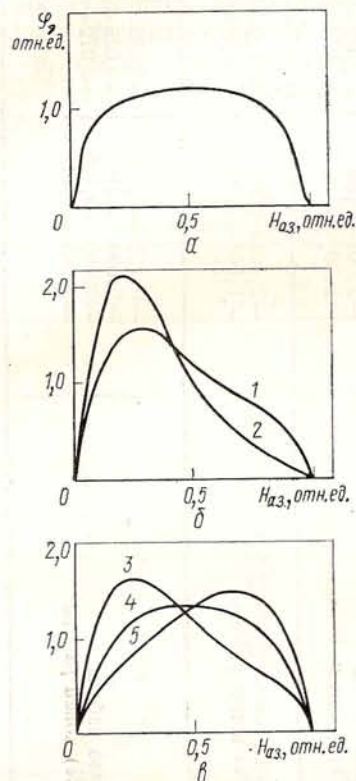


Рис. 11.4. Осевое распределение плотности потока нейтронов в ВВЭР-1000 в режиме изменения нагрузки:

а — мощность реактора 100%, стержни регулирования извлечены из активной зоны; б — мощность реактора снижена до 50%, стержни регулирования опущены на высоту активной зоны, равную 0,4 (1 —  $T = 0$  ч; 2 —  $T = 4,62$  ч); в — мощность реактора увеличена до 100% после работы на уровне мощности 50% в течение 5,3 ч (3 —  $T = 5,3$  ч; 4 —  $T = 10,6$  ч; 5 —  $T = 15,8$  ч)

лении нейтронного потока, на ксеноне и перемещением органов регулирования СУЗ.

По-видимому, в ряде случаев для уменьшения размеров возмущения в распределении мощности целесообразно стержни регулирования полностью опускать, а их влияние компенсировать измене-

Результаты приведены для следующих состояний реактора:

холодного — температура воды и топлива равна  $20^\circ\text{C}$ , отравления нет; горячего — температура воды и топлива равна  $307^\circ\text{C}$ , отравления нет;

рабочего (на начало и конец работы загрузки) — средняя температура воды равна  $307^\circ\text{C}$ , температура топлива соответствует номинальной мощности, отравление стационарное.

Для первой загрузки коэффициенты реактивности приведены для двух режимов работы при следующих концентрациях бора ( $\text{г В/кг Н}_2\text{О}$ ): холодное состояние —  $C_B = 2,06/1,55$ ; горячее состояние —  $C_B = 2,06/1,55$ ; рабочее состояние: начало —  $C_B = 1,43/1,15$ , конец —  $C_B = 0$ . (В числителе — для трехлетнего цикла, в знаменателе — для двухлетнего.)

Отличительной особенностью ВВЭР-1000 является возможность возникновения пространственных ксеноновых колебаний мощности в объеме активной зоны. Вероятность возникновения ксеноновых колебаний возрастает с увеличением размеров реактора в случае возмущений в распределении мощности. Наибольшие возмущения поля в ВВЭР-1000 возникают в режиме работы с изменением уровня мощности, например снижение мощности со 100 до 50% на некоторое время с последующим подъемом до 100% (рис. 11.4). На рисунке четко выражено возникновение деформации в осевом распре-

нием концентрации борной кислоты на все время работы реактора на пониженной мощности.

Составной частью системы управления ВВЭР-1000 является достаточно развитая система внутриреакторного контроля, обеспеченная машинной обработкой результатов. Оперативная информация

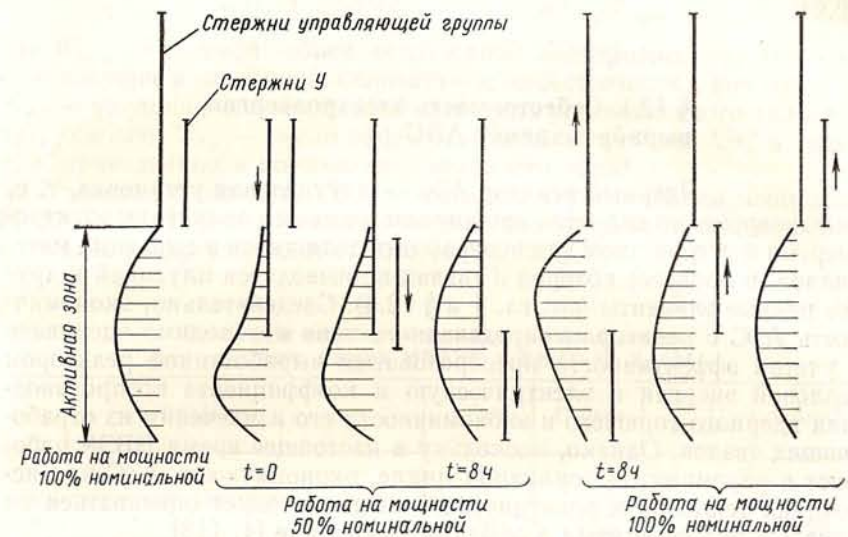


Рис. 11.5. Схема движения стержней управления У для подавления пространственных ксеноновых колебаний по высоте активной зоны ВВЭР-1000

о распределении мощности по активной зоне позволяет своевременно скорректировать начавшиеся деформации полей. Радиальные и азимутальные деформации распределения мощности могут быть исправлены извлечением или опусканием определенных групп поглотителей. Высотные деформации можно исправлять с помощью специально предусмотренной для этой цели группы управляющих стержней У с половинной высотой поглощающего вещества, перемещающая их по высоте активной зоны (рис. 11.5).

## ЭКОНОМИЧНОСТЬ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС С ВВЭР

## § 12.1. Себестоимость электроэнергии, вырабатываемой АЭС

Ядерный реактор АЭС — двухцелевая установка, т. е. он одновременно является источником тепла для получения электроэнергии и устройством для переработки делящихся и сырьевых материалов, в процессе которой в твэлах производятся плутоний и другие ценные элементы (см. гл. 1 и § 12.4). Следовательно, экономичность АЭС с реактором определенного типа необходимо оценивать с учетом эффективности преобразования выработанной реактором тепловой энергии в электрическую и коэффициента воспроизводства ядерного горючего и экономичности его извлечения из отработавших твэлов. Однако, поскольку в настоящее время ВВЭР работают в разомкнутом топливном цикле, экономичность АЭС как источника тепловой и электрической энергии может оцениваться по показателям, принятым в обычной энергетике [4, 113].

Экономичность АЭС как источника энергии можно оценивать по приведенным затратам на производство энергии в денежном выражении:

$$З = С + рК, \quad (12.1)$$

где  $З$  — ежегодные приведенные затраты на производство электроэнергии, руб/год;  $С$  — текущие издержки производства, определяющие себестоимость годовой продукции (отпущенной электроэнергии), руб/год;  $К$  — капиталовложения в АЭС, руб.;  $р$  — коэффициент эффективности капиталовложений (коэффициент приведения), 1/год.

В составе текущих (ежегодных) издержек ( $С$ ) производства электроэнергии учитываются амортизационные отчисления от стоимости основных производственных фондов, расходы на топливо, инструменты, химикаты, запасные части и на другие материальные средства, заработная плата (включая отпуска) рабочих, инженерно-технических работников и служащих, административно-управленческие расходы, расходы на профилактический осмотр и текущий ремонт основного и вспомогательного оборудования, общецеховые и общестанционные расходы, отчисления на социальное страхование и прочее.

В составе капиталовложений  $К$  учитывается стоимость основных производственных фондов (зданий, сооружений и оборудования АЭС)

и нормируемых оборотных средств (запасов материалов, топлива и т. д.).

Выражение (12.1) может быть записано применительно к удельным приведенным затратам, т. е. к затратам на единицу продукции, следующим образом:

$$з \sim (С + рК)/W_{отп} = с + рK_{уд}/T_{эф}, \quad (12.2)$$

где  $W_{отп}$  — годовой объем отпущенной электроэнергии, *квт · ч*;  $с$  — текущие издержки на киловатт-час (себестоимость), *коп/квт · ч*;  $K_{уд}$  — удельная стоимость АЭС (стоимость установленного киловатта), *коп/квт*;  $T_{эф}$  — число эффективных часов работы АЭС в году, т. е. приведенных к номинальной мощности, *ч/год*.

Удельная стоимость АЭС уменьшается с увеличением мощности [4, 7, 113, 114] в основном из-за уменьшения удельной стоимости оборудования энергетического блока (табл. 12.1).

Таблица 12.1

Некоторые технико-экономические показатели энергетических блоков НВАЭС с ВВЭР [3, 7, 114]

Показатель	I блок	II блок	III, IV блоки	V блок*
Электрическая мощность блока, <i>Мвт</i>	210	365	440	1000
Тепловая мощность реактора, <i>Мвт</i>	760	1320	1375	3000
Давление теплоносителя в реакторе, <i>кгс/см<sup>2</sup></i>	100	105	125	160
Давление пара перед турбинами, <i>кгс/см<sup>2</sup></i>	29	30	44	60
Количество турбогенераторов в блоке	3	5	2	2
КПД блока, брутто, %	27,6	27,6	32,0**	33,3
Достигнутый к 1975 г. коэффициент использования номинальной мощности блока	0,87	0,84	0,75	—
Удельная стоимость блока, <i>руб/квт</i>	326	256	200	170—190
Достигнутая к 1975 г. годовая себестоимость электроэнергии, <i>коп/квт · ч</i>	0,788	0,584	0,619	0,6

\* Проектные данные V блока НВАЭС.

\*\* При давлении в конденсаторах турбин, 0,035 кгс/см<sup>2</sup>.

Категория приведенных затрат может быть применена также в качестве критерия экономической эффективности ядерного горючего, т. е. для оптимизации топливного цикла энергетического ядерного реактора.

При экономическом анализе надо иметь в виду, что топливная загрузка реактора обладает чертами основных производственных фондов, а именно большим рабочим периодом (кампанией топлива),

значительной стоимостью и сохранением в процессе производства своей натуральной формы в виде топливных сборок.

С другой стороны, топливная загрузка обладает чертами оборотных фондов по способу переноса стоимости на электроэнергию, отпускаемую за производственный цикл — кампанию реактора, и незавершенности производства по топливному циклу.

Учитывая, что стоимость топливной загрузки в процессе эксплуатации АЭС может изменяться, топливную загрузку относят к экономической категории долговременных оборотных фондов [113]. Изменение стоимости топливных загрузок связано с непрерывным техническим прогрессом в использовании ядерного горючего, обусловленным усовершенствованием конструкции и технологии изготовления твэлов и кассет. Кроме того, экономические характеристики топливной загрузки могут существенно изменяться даже в течение срока пребывания в реакторе, поскольку они во многом определяются режимом эксплуатации активной зоны (см. гл. 7) и энергетического блока в целом (см. § 12.2).

На стоимость ядерного горючего приходится основная часть оборотных фондов АЭС. Оборотные фонды, связанные с топливной загрузкой, включают стоимость горючего, находящегося в активной зоне в виде топливных кассет, стоимость выгруженных из реактора кассет с оставшимся и вновь полученным в активной зоне ядерным горючим, являющимся сырьем для дальнейшей переработки во внешнем (регенерационном) топливном цикле, а также стоимость запаса свежего горючего, постоянно находящегося на АЭС. Таким образом, учитывая специфичность использования ядерного горючего, приведенные ежегодные затраты на производство электроэнергии на АЭС могут быть рассчитаны по следующей формуле:

$$З = З_{\Pi} + З_{\Gamma}, \quad (12.3)$$

где  $Z_{\Pi}$  — постоянная составляющая приведенных затрат, соответствующих основным производственным фондам АЭС, руб/год;  $Z_{\Gamma}$  — топливная составляющая приведенных затрат, соответствующая оборотным фондам, связанным с топливной загрузкой, руб/год.

Исходя из определений для  $Z_{\Pi}$  и  $Z_{\Gamma}$ , эти затраты складываются из двух составляющих и определяются следующими выражениями:

$$Z_{\Pi} = C_{\Pi} + pK_{\text{осн}}; \quad (12.4)$$

$$Z_{\Gamma} = C_{\Gamma} + pK_{\Gamma, \text{з}}. \quad (12.5)$$

где  $C_{\Pi}$  — постоянная составляющая текущих издержек производства электроэнергии на АЭС, руб/год;  $K_{\text{осн}}$  — капиталовложения в основные производственные фонды АЭС, руб.;  $C_{\Gamma}$  — затраты средств производства и необходимого труда в топливном цикле, определяющие топливную составляющую издержек производства, руб/год;  $K_{\Gamma, \text{з}}$  — капиталовложения в оборотные фонды, связанные с топливной загрузкой, руб.

Удельные значения, входящие в выражения (12.3) — (12.5), получают делением их на количество электроэнергии, отпущенной АЭС.

Топливная составляющая уменьшается с увеличением глубины выгорания, а следовательно, и выработки электроэнергии. Если увеличение глубины выгорания горючего обеспечивается повышением начального обогащения, то необходимо учитывать рост стоимости топливных кассет. Экономическая эффективность повышения обогащения загружаемого топлива оценивается по уменьшению топливной составляющей приведенных затрат, которое должно быть больше увеличения  $pK_{\Gamma, \text{з}}$ , т. е. должно выполняться условие

$$\Delta C_{\Gamma} > p\Delta K_{\Gamma, \text{з}}, \quad (12.6)$$

где  $\Delta C_{\Gamma}$  — снижение топливной составляющей издержек производства, руб/год;  $\Delta K_{\Gamma, \text{з}}$  — увеличение капиталовложений в оборотные фонды, связанные с топливной загрузкой, обеспечивающей большую глубину выгорания ядерного горючего, руб.

Если  $\Delta C_{\Gamma} = p\Delta K_{\Gamma, \text{з}}$ , то положительный экономический эффект отсутствует. Если же  $\Delta C_{\Gamma} < p\Delta K_{\Gamma, \text{з}}$ , то рост стоимости топливной загрузки увеличивает топливную составляющую приведенных затрат на производство электроэнергии.

Наряду с категорией приведенных затрат в качестве критерия экономичности используется себестоимость электроэнергии, определяемая издержками производства в денежном выражении на единицу выработанной продукции. Стоимость отпущенной электроэнергии  $C$  складывается из постоянных  $C_{\Pi}$  и переменных затрат  $C(W_{\text{отп}})$ , практически полностью определяющихся топливной составляющей стоимости  $C_{\Gamma}$ , т. е.

$$C = C_{\Pi} + C(W_{\text{отп}}) = C_{\Pi} + c_{\Gamma}W_{\text{отп}}. \quad (12.7)$$

Из выражения (12.7) может быть получена себестоимость единицы электроэнергии и ее составляющих:

$$c = C/W_{\text{отп}} = C_{\Pi}/W_{\text{отп}} + c_{\Gamma}W_{\text{отп}}/W_{\text{отп}} = c_{\Pi}(W_{\text{отп}}) + c_{\Gamma}. \quad (12.8)$$

Как следует из выражения (12.8), постоянная составляющая себестоимости  $c_{\Pi}$  определяется количеством электроэнергии, отпущенной АЭС, а топливная составляющая себестоимости  $c_{\Gamma}$ , как это будет показано ниже, зависит от количества электроэнергии лишь косвенно. Для энергетических блоков с ВВЭР доля постоянной составляющей  $c_{\Pi}$  равна 50—70%, что почти вдвое превышает соответствующую долю для ТЭС на органическом топливе (20—40%) [113, 115]. Для уменьшения постоянной составляющей себестоимости отпущенной электроэнергии  $c_{\Pi}$  целесообразно увеличение и наилучшее использование номинальной электрической мощности блока и станции в целом (см. § 12.2).

Влияние технических характеристик энергетического блока на себестоимость электроэнергии наглядно видно из табл. 12.1, в ко-



торой приведены соответствующие данные для всех пяти блоков НВАЭС.

Топливная составляющая себестоимости  $c_T$  зависит от режима использования его в реакторах (см. гл. 7) и во внешнем, внестационарном топливном цикле (см. § 12.4);  $c_T$  зависит от средней глубины выгорания выгружаемого топлива, связанной с длительностью кампании в эффективных часах или сутках, и от выработки и отпуска электроэнергии, приходящейся на одни эффективные сутки, т. е. от степени полезного использования тепловой энергии, выделяемой при делении ядерного топлива.

Методика расчета топливной составляющей основана на расчете отношения стоимости топливных кассет загрузки к количеству электроэнергии, отпускаемой в энергосистему за период эксплуатации этой топливной загрузки [3, 116].

Специфика ВВЭР заключается в том, что при каждой перегрузке активной зоны заменяется только 1/3 топливных кассет. Поэтому полные затраты на топливо  $Z_T$ , определяемые формулой (12.5), применительно к производству электроэнергии в какую-либо кампанию реактора условно разбиваются на две составляющие: 1) основная составляющая  $C_{Tm}$  — стоимость топлива, обеспечивающего запас реактивности для работы реактора от перегрузки до перегрузки, т. е. стоимость 1/3 кассет активной зоны. Эта составляющая полностью переносится на себестоимость электроэнергии, отпускаемой в течение данной кампании реактора; 2) капитальная составляющая  $K_{T.з}$  — стоимость 2/3 кассет активной зоны, обеспечивающих критичность реактора при номинальных рабочих параметрах; она переносится на стоимость отпускаемой электроэнергии в течение нормативного срока окупаемости капиталовложений в энергетике.

При включении всех затрат на топливо в себестоимость топливная составляющая себестоимости электроэнергии, отпускаемой за период работы  $m$ -й загрузки, рассчитывается по формуле

$$c_{Tm} = s_0 + s_m = K_{T.з}/W_n + C_{Tm}/W_m, \quad (12.9)$$

где  $s_0$  — постоянная (капитальная) составляющая топливной составляющей себестоимости электроэнергии за период нормативного срока окупаемости капиталовложений;  $s_m$  — переменная составляющая топливной составляющей себестоимости электроэнергии за период работы  $m$ -й загрузки активной зоны;  $K_{T.з}$  — стоимость 2/3 топливных кассет активной зоны, т. е. капитальная составляющая стоимости активной зоны;  $C_{Tm}$  — первоначальная стоимость свежих топливных кассет, обеспечивающих запас реактивности на период длительности  $m$ -й кампании;  $W_m$  — отпуск электроэнергии за период работы загрузки активной зоны;  $W_n = \sum_{m=1}^n W_m$  — количество электроэнергии, отпускаемой за период нормативного срока окупаемости капиталовложений;  $n$  — число загрузок активной зоны за период нормативного срока окупаемости капиталовложений.

При списывании первоначальной стоимости загружаемых свежих топливных сборок без учета стоимости отработавшего топлива, которая принимается в этом случае равной нулю, величины, входящие в выражение (12.9), определяются следующим образом [3, 116]

$$K_{T.з} = K_{T.з}^{\text{загр}} = \frac{2}{3} S_1^{\text{загр}}; \quad (12.10)$$

$$C_{Tm} = C_{T1}^{\text{загр}} = \frac{1}{3} S_1^{\text{загр}}, \quad (12.11)$$

где  $S_1^{\text{загр}}$  — первоначальная стоимость свежих топливных сборок первой загрузки активной зоны, работающей в режиме трех частичных перегрузок за кампанию топлива;  $C_{Tm} = C_{Tm}^{\text{загр}}$  — первоначальная стоимость свежих топливных сборок, загруженных в реактор в  $m$ -ю загрузку (при  $m \neq 1$ ).

Недостаток приведенной методики заключается в том, что вновь загружаемые в  $m$ -ю загрузку топливные сборки работают в активной зоне в течение трех кампаний реактора, а их стоимость списывается на отпуск электроэнергии в течение этой же  $m$ -й кампании. Это приводит к колебаниям значений топливной составляющей себестоимости электроэнергии при изменении по эксплуатационным причинам длительности кампании, особенно при работе реактора на мощностном эффекте реактивности [116]. В то же время стоимость загружаемых свежих топливных сборок  $C_{Tm}^{\text{загр}}$  больше стоимости сборок, выгружаемых после окончания работы первой ( $m = 1$ ) и второй ( $m = 2$ ) загрузок активных зон, хотя длительность кампании реактора и выработка электроэнергии для них примерно одинаковы. Это ведет к фиктивному росту топливной составляющей в первые годы эксплуатации реактора, хотя физические основы для этого отсутствуют.

Для устранения указанных недостатков представляется целесообразным вместо стоимости загружаемых топливных сборок при расчете переменной составляющей  $s_m$  списывать первоначальную стоимость топливных сборок  $S_m^{\text{выгр}}$ , отработавших свою кампанию и выгруженных после  $m$ -й кампании реактора, а при расчете постоянной составляющей  $s_0$  учитывать стоимость критической массы топливных сборок  $C_{кр}^{\text{стац}} = C_{крn}$ , работающей в стационарном режиме перегрузок активной зоны.

Величины, входящие в выражение (12.9), определяются следующим образом:

$$C_{Tm} = C_{Tm}^{\text{выгр}}, \quad m = 1, 2, 3, \dots, n, \dots; \quad (12.12)$$

$$K_{T.з} = K_{T.з}^{\text{стац}} = \frac{2}{3} S_{\text{стац}} = \frac{2}{3} S_n, \quad (12.13)$$

где  $S_{\text{стац}} = S_n$  — первоначальная стоимость всех топливных кассет активной зоны в режиме стационарной подпитки топливом.

В этом случае, также как и в предыдущем, учитывается требование полного списания стоимости топливных сборок на момент окончания нормативного срока службы реактора. При этом топливная составляющая себестоимости электроэнергии при работе последней загрузки реактора будет на уровне значений, имеющих место при работе предыдущих загрузок. Последний подход наиболее правильно учитывает реальный режим эксплуатации топливныхборок в загрузках активной зоны, благодаря чему колебания топливной составляющей при отклонении режима выгорания от проектного в значительной мере устраняются [116].

В случае, если рассмотренный выше так называемый разомкнутый топливный цикл замыкается, т. е. отработавшее топливо регенерируется и повторно используется в замкнутом топливном цикле реакторов (см. § 12.4), то выражение (12.9) видоизменится и примет следующий вид:

$$c_{tm} = (K_{т.з} - C_{т.з}^{кон})/W_n - (C_{tm} - C_{tm}^{кон})/W_m, \quad (12.14)$$

где  $C_{т.з}^{кон}$  — конечная стоимость топливныхборок, имевших первоначальную стоимость  $K_{т.з}$ , создающих критическую массу при рабочих параметрах реактора и выгружаемых после окончания нормативного срока службы реактора;  $C_{tm}^{кон}$  — конечная стоимость выгружаемых топливныхборок, обеспечивавших запас реактивности на период длительности  $m$ -й кампании реактора и имевших первоначальную стоимость  $C_{tm}$ .

Анализ формулы (12.14) позволяет оценить возможности снижения топливной составляющей себестоимости  $c_t$  вырабатываемой на АЭС электроэнергии, которые рассматриваются ниже.

Вопрос о необходимости списания на себестоимость электроэнергии 2/3 стоимости загрузки  $K_{т.з}$  в настоящее время является дискуссионным. В самом деле, если предположить, что по окончании срока службы реактора эти 2/3 недовыгоревших касет активной зоны могут быть использованы в каком-либо другом новом реакторе, что практически возможно, то их потребительская стоимость сохранится неизменной неопределенно долгое время и не потребуются никаких амортизационных отчислений для поддержания работоспособности и реновации (обновления) из-за самой специфики режима использования и замены ядерного топлива в реакторах. В этом случае стоимость 2/3 активной зоны  $K_{т.з}$  представляет собой капитал, вложенный в основные производственные фонды, не теряющие своей потребительской стоимости даже после окончания срока службы реактора, т. е. стоимость  $C_{т.з}^{кон}$ , входящая в выражение (12.14), равна стоимости  $K_{т.з}$  и гораздо выше удвоенной стоимости  $C_{tm}^{кон}$  горючего, подлежащего дальнейшей переработке для использования в реакторе.

Следовательно, представляется целесообразным капитальную составляющую стоимости топлива  $K_{т.з}$  списывать в течение норма-

тивного срока окупаемости капиталовложений и не включать постоянную (капитальную) топливную составляющую в себестоимость электроэнергии, что снизит себестоимость примерно на 20%. В этом случае формулы (12.9) и (12.14) для расчета себестоимости видоизменятся и примут следующий вид:

$$c_{tm} = C_{tm}/W_m; \quad (12.15)$$

$$c_{tm} = (C_{tm} - C_{tm}^{кон})/W_m. \quad (12.16)$$

## § 12.2. Режим и показатели работы АЭС в энергосистеме

Режимы энергетической системы и ее отдельных элементов, в том числе и АЭС, должны удовлетворять ряду основных требований [117], обусловленных важным народнохозяйственным значением энергетики для промышленности, сельского хозяйства, транспорта и быта, к числу которых относятся: полное удовлетворение спроса потребителей на электроэнергию; низкая удельная стоимость электроэнергии, отпущенной потребителям; экономически оптимальное регулирование качества электроэнергии, т. е. напряжения и частоты; экономически оптимальный уровень надежности и бесперебойности энергоснабжения потребителей.

Для выполнения этих общих требований энергосистемы к режиму работы АЭС с ВВЭР и отдельных ее звеньев (реакторов, парогенераторов, турбогенераторов и т. д.) предъявляются следующие требования: надежность и безопасность работы оборудования энергетических блоков АЭС, обеспечиваемые регламентированием технологического режима, тщательным контролем за его соблюдением и своевременной профилактикой оборудования; максимальная экономичность работы энергетических блоков при нагрузке, заданной энергосистемой, что может быть обеспечено при наличии оптимальных характеристик оборудования блока для всей совокупности режимов эксплуатации и при наличии высококвалифицированного эксплуатационного персонала; возможность полного использования номинальной мощности энергетического блока и АЭС в целом. Это требование весьма существенно, так как недогрузка оборудования может приводить к снижению надежности энергетической системы и качества энергии, а во многих случаях также и к снижению экономичности режима (см. § 5.6 и 12.1).

Режимы работы АЭС и отдельных ее элементов могут быть разделены на два вида — установившиеся и переходные. Установившиеся режимы работы характеризуются неизменностью параметров или очень медленными их изменениями, в то время как переходный режим — быстрым изменением параметров во времени. В зависимости от скорости изменения параметров различают еще нормальный установившийся, нормальный переходный, аварийный переходный и послеаварийный установившийся режимы. Режим работы оборудования энергетических блоков и АЭС в целом зависит

от графика электрической нагрузки в системе: базового, полупикового или пикового [4].

Как уже отмечалось, энергетический блок с ВВЭР обладает хорошей маневренностью (см. гл. 4 и 5), поэтому в техническом отношении эксплуатация АЭС возможна в любом из указанных режимов [114, 115]. С другой стороны, экономически оправданный режим эксплуатации энергетических блоков и АЭС в целом должен обеспечивать минимальную себестоимость электроэнергии, отпускаемой потребителям.

Как следует из анализа, приведенного в § 12.1, себестоимость электроэнергии, вырабатываемой АЭС с ВВЭР, сильно зависит от количества вырабатываемой энергии.

Очевидно, что выработка электрической энергии максимальна при работе энергетического блока на номинальной мощности, под которой имеют в виду максимально допустимую мощность, установленную проектом или санкционированную после реконструкции блока. Электрическая мощность брутто измеряется на шинах всех генераторов блока или станции. Следовательно, она включает в себя мощность, потребляемую станцией на собственные нужды, а также потери в трансформаторах, которые рассматриваются как неотделимая часть станции. Мощность нетто измеряется на выходных шинах станции, т. е. после вычитания мощности, взятой на собственные нужды станции, и потерь в трансформаторах. В мировой практике общепризнано, что максимальная электрическая мощность блока АЭС устанавливается в соответствии с номинальной (т. е. санкционированной максимальной) тепловой мощностью реактора, выбранной из условия соблюдения принятых концепций обеспечения безопасности АЭС (см. § 5.3, 5.7 и гл. 10).

Коэффициент использования номинальной мощности  $\varphi$  характеризует как режим работы реактора, так и режим работы энергетического блока или АЭС в целом. Как правило, в качестве рассматриваемого календарного периода берется год (иногда месяц или сутки). Годовой коэффициент использования номинальной мощности  $\varphi_{\text{год}}$  подсчитывают по формуле

$$\varphi_{\text{год}} = \bar{N} / N_{\text{ном}} = T_{\text{эф}} / T, \quad (12.17)$$

где  $\bar{N}$  — среднегодовая тепловая мощность реактора  $\bar{N}_T$  (или среднегодовая электрическая мощность  $\bar{N}_{\text{эл}}$  энергетического блока АЭС);  $N_{\text{ном}}$  — номинальная тепловая мощность реактора  $N_{T, \text{ном}}$  (или номинальная электрическая мощность  $N_{\text{эл}, \text{ном}}$  блока АЭС);  $T_{\text{эф}}$  — эффективное время работы реактора (или блока) в течение года, т. е. время работы, приведенное к номинальной тепловой мощности реактора (или к номинальной электрической мощности блока), эф. сутки или эф. ч;  $T$  — продолжительность года в календарных сутках или часах ( $T = 365 \text{ суток} = 8760 \text{ ч}$ ).

Аналогичным образом по формуле (12.17) подсчитывается месячный или суточный коэффициент использования номинальной мощ-

ности. Среднегодовая мощность  $\bar{N}$ , подставляемая в выражение (12.17), определяется следующим образом:

$$\bar{N} = W / T, \quad (12.18)$$

где  $W$  — годовая выработка тепловой энергии реактора  $W_T$  (или годовая выработка электрической энергии  $W_{\text{эл}}$  энергетического блока АЭС).

Тепловая мощность реактора и электрическая мощность блока и соответственно выработка электрической и тепловой энергии связаны следующими соотношениями:

$$W_T = \int_0^T N_T(T) dT; \quad (12.19)$$

$$W_{\text{эл}} = \int_0^T N_{\text{эл}}(T) dT = \int_0^T \eta(T) N_T(T) dT; \quad (12.20)$$

$$\eta(T) = N_{\text{эл}}(T) / N_T(T). \quad (12.21)$$

Поскольку режим работы энергетического блока на мощности, меньшей номинальной, приводит обычно к снижению КПД блока  $\eta$  ниже номинального  $\eta_{\text{ном}} = N_{\text{эл}, \text{ном}} / N_{T, \text{ном}}$ , то при работе с колебаниями мощности выработка реактором тепловой энергии  $W_T$  за достаточно большой рассматриваемый период увеличивается, как правило, быстрее, чем выработка электрической энергии  $W_{\text{эл}}$ , т. е.  $W_{\text{эл}} < \eta_{\text{ном}} W_T$ . В соответствии с этим  $\bar{N}_{\text{эл}} < \eta_{\text{ном}} \bar{N}_T$ , а  $\varphi_{\text{эл}} < \varphi_T$ , т. е. в энергетическом блоке АЭС с ВВЭР, работающим какой-то период с режимом снижения мощности ниже номинальной или при снижении КПД ниже номинального значения по каким-либо другим причинам (см. § 5.6), коэффициент использования номинальной тепловой мощности реактора выше, чем коэффициент использования номинальной электрической мощности блока.

Эффективное время работы  $T_{\text{эф}}$ , которое также может быть использовано для определения  $\varphi$  по формуле (12.17), рассчитывается следующим образом:

$$T_{\text{эф}} = W / N_{\text{ном}}. \quad (12.22)$$

На  $\varphi$  оказывают влияние следующие факторы: режим и график нормальной работы АЭС в энергосистеме; маневренность АЭС в переходных режимах, т. е. при изменении тепловой мощности реактора и электрической нагрузки энергетического блока; количество и продолжительность остановов реактора из-за выхода из строя оборудования и проведения ревизии и ремонта; количество и продолжительность остановов реактора из-за ошибок эксплуатационного персонала; продолжительность периода пуска реактора и подъема мощности до номинальной; продолжительность периода снижения

мощности вплоть до останова реактора и снижения давления, температуры и уровня теплоносителя до значений, позволяющих проводить дезактивацию, ревизию и ремонт или замену оборудования; продолжительность работы реактора между перегрузками активной зоны, включая период работы на мощностном эффекте; количество и продолжительность остановов реактора для замены ядерного топлива; количество и продолжительность остановов реактора для плановой профилактической ревизии и ремонта оборудования I контура; продолжительность периода работы реактора на мощности, меньше номинальной, из-за выхода из строя и проведения ревизии и ремонта оборудования, без которого возможна эксплуатация энергетического блока (например, одного из турбогенераторов, ГЦН, парогенератора или трубопровода на одной из отключаемых петель I контура).

Время, затрачиваемое на вывод энергетического блока на номинальную мощность после длительной стоянки, связанной с расхолаживанием I контура ВВЭР, сравнительно невелико. Общее время, требуемое для комплексной проверки систем управления и защиты реактора, пуска реактора, достижения номинальных параметров I контура, прогрева турбогенераторов и синхронизации их с энергосистемой, составляет примерно 15 ч. Такое же время требуется для расхолаживания реактора и приведения его в состояние, при котором могут производиться ревизия и ремонт [114].

В период стоянки реактора для замены ядерного топлива (25—30 суток) обычно проводится значительная часть работ по ревизии и ремонту оборудования и трубопроводов I и II контуров, включая реактор, парогенераторы, насосы и турбогенераторы. Совмещение работ по перегрузке активной зоны с работами по ревизии и ремонту оборудования существенно снижает общие потери времени на стоянки реактора, благодаря чему, как показывает опыт отечественных и зарубежных АЭС с ВВЭР, коэффициент использования ф достаточно высок (0,7—0,9) [113—115, 118].

В зарубежной практике [118] степень использования оборудования блока или станции в течение какого-либо периода оценивается по полезной электрической мощности (нетто) и определяется коэффициентом нагрузки LF (load factor), равным отношению электрической энергии  $W_{\text{отп}}$ , отпущенной в энергосистему в течение рассматриваемого периода  $T$ , к энергии, которая могла бы быть отпущена при условии работы на номинальной электрической мощности (нетто)  $N_{\text{ном}}^{\text{нетто}}$  в течение всего этого периода:

$$LF = W_{\text{отп}} / N_{\text{ном}}^{\text{нетто}} T. \quad (12.23)$$

Другой важной величиной, характеризующей режим работы блока или АЭС, является коэффициент экстенсивного использования оборудования  $K_{\text{э}}$ , называемый в зарубежной литературе коэффициентом эксплуатации OF (operation factor). Коэффициент экстен-

сивного использования оборудования  $K_{\text{э}}$  (OF) равен отношению времени  $T_{\text{раб}}$ , в течение которого блок или АЭС отпускали электроэнергию в энергосистему, к полной продолжительности рассматриваемого периода  $T$ .

Годовой коэффициент использования оборудования  $K_{\text{э}}^{\text{год}}$  подсчитывается по формуле

$$K_{\text{э}}^{\text{год}} = T_{\text{раб}} / T = (T - T_{\text{ост}}) / T = 1 - T_{\text{ост}} / T, \quad (12.24)$$

где  $T_{\text{раб}}$  — календарное время работы на энергосистему реактора (блока) в течение года на любой мощности (в часах или сутках);  $T_{\text{ост}}$  — общая продолжительность стоянок реактора (блока) в течение года (в часах или сутках).

Аналогичным образом подсчитывается месячный или суточный коэффициент экстенсивного использования оборудования энергетического блока.

Продолжительность стоянок отдельного оборудования или блока определяет неготовность блока или станции нести номинальную нагрузку в энергосистеме. Неготовность означает, что располагаемая мощность  $N_{\text{расп}}$  ниже номинальной мощности  $N_{\text{ном}}$  или вообще равна нулю. Располагаемая мощность в данный момент — это максимальная мощность, на которой блок или станция может работать с постоянной производительностью при существующих на этот момент условиях (например, при отключении одной из циркуляционных петель I контура реактора, при отключении и ремонте одного из турбогенераторов блока, при отключении одного из блоков АЭС и т. д.), предполагая отсутствие ограничений по передаче мощности в энергосистему.

В реальных условиях эксплуатации блока или АЭС располагаемая электрическая мощность может быть меньше номинальной, равна номинальной или даже несколько больше (например, при номинальной тепловой мощности реактора возможна работа энергетического блока при КПД, большем номинального, при условиях, рассмотренных в § 5.6).

Эксплуатационная неготовность классифицируется как планируемая, если она предусматривается на длительный промежуток времени заранее, обычно во время утверждения ежегодного пересматриваемого плана работ и графика профилактического осмотра и ремонта оборудования АЭС, и если начало периода неготовности может в значительной степени управляться и откладываться руководством.

Неготовность блока или АЭС в какой-либо период нести номинальную нагрузку в энергосистеме характеризуется (по зарубежной терминологии) коэффициентом эксплуатационной неготовности UF (unavailability factor), равным отношению электроэнергии  $W_{\text{нерасп}}$ , которая могла бы быть произведена в течение этого периода при работе на нерасполагаемой мощности  $N_{\text{нерасп}}$ , к электроэнергии, ко-

торая могла бы быть произведена за тот же период при работе на номинальной мощности, т. е.

$$UF = W_{\text{нерасп}}/N_{\text{ном}} T = \bar{N}_{\text{нерасп}}/N_{\text{ном}} = \\ = (N_{\text{ном}} - \bar{N}_{\text{расп}})/N_{\text{ном}} = 1 - \bar{N}_{\text{расп}}/N_{\text{ном}}. \quad (12.25)$$

В свою очередь готовность блока или станции нести номинальную нагрузку определяется коэффициентом эксплуатационной готовности  $R_{э.г}$  [119], который определяется по формуле

$$[R_{э.г}] = 1 - UF = W_{\text{расп}}/N_{\text{ном}} T = N_{\text{расп}}/N_{\text{ном}}. \quad (12.26)$$

Как правило, блок или АЭС в целом, работая в режиме базисной нагрузки, выдает электроэнергию в систему в соответствии со своей располагаемой мощностью. В этом случае коэффициент эксплуатационной готовности  $R_{э.г}$  может быть равен или несколько больше коэффициента использования номинальной мощности  $\phi$ . Однако график работы энергосистемы может ограничивать мощность, потребляемую от блока или станции, значением, меньшим располагаемой мощности, особенно при работе в режиме пиковой или полупиковой нагрузки. Это ведет к недогрузке оборудования и снижению коэффициента использования номинальной мощности  $\phi$  ниже коэффициента эксплуатационной готовности  $R_{э.г}$ .

В свете вышеизложенного становится очевидной желательность эксплуатации отдельных энергетических блоков и АЭС в целом в режиме базовых нагрузок, что позволяет при достаточно высоких значениях  $\phi$  достичь высокой годовой выработки электроэнергии и снижения себестоимости отпускаемой электроэнергии (см. § 12.1). Режим базовых нагрузок уменьшает циклические термические и термомеханические воздействия на материалы твэлов активной зоны и оборудование I контура, что улучшает условия их работы и увеличивает надежность (см. гл. 8 и 9).

Однако в условиях энергосистемы в целом может оказаться экономически выгодным режим работы АЭС с переменным графиком нагрузки. При этом могут быть приняты во внимание не только соотношения между себестоимостью электроэнергии на тепловых и атомных электростанциях, но и характер графика нагрузок энергосистемы и регулировочные возможности электростанций разных типов.

Как уже отмечалось, в отношении возможностей быстрого изменения мощности АЭС имеют преимущество по сравнению со станциями других типов. Возможно, что для покрытия пиковых нагрузок целесообразно создавать в энергосистемах специальные АЭС сравнительно небольшой мощности. Во всяком случае, в целях выполнения оптимальности графика энергосистемы уже сейчас остановка ВВЭР для замены ядерного топлива, в частности на НВАЭС, производится только в весенне-летний период, когда потребности в электроэнергии уменьшаются, а мощность гидроэлектростанций может

быть увеличена. По этим же соображениям останов реакторов для профилактической ревизии и ремонта оборудования производится, как правило, в выходные и праздничные дни.

Требованиями энергосистемы объясняется также продление кампании реактора за счет работы на мощностном эффекте реактивности. Работа реактора на мощностном эффекте снижает топливную составляющую себестоимости, но из-за уменьшения выработки электроэнергии увеличивает постоянную составляющую себестоимости электроэнергии. Учитывая, что при эксплуатации энергетического блока на пониженной мощности происходит повышенный износ оборудования, режим с использованием мощностного эффекта следует рассматривать как вынужденный и временный [114].

В заключение заметим, что при эксплуатации на станции нескольких энергетических блоков требования энергосистемы возможно выполнить только при строгом соблюдении графика перегрузок топлива и ремонтов, учитывающего практические трудности одновременного проведения этих работ персоналом станции на двух и более блоках.

### § 12.3. Способы увеличения глубины выгорания ядерного горючего и длительности кампании реактора

Для наиболее эффективного использования ядерного топлива в условиях работы АЭС в энергосистеме используются способы увеличения глубины выгорания горючего [53], сводящиеся к выбору оптимального обогащения горючего для заданной календарной длительности кампании; обеспечению максимально возможного выравнивания энерговыделения в твэлах по объему активной зоны; увеличению глубины выгорания путем удлинения кампании реактора за счет работы на мощностном эффекте.

При выборе оптимального обогащения горючего необходимо учитывать уровень мощности реактора и требуемую календарную длительность кампании не менее одного года.

Увеличение обогащения урана в пределах до 4—5% экономически выгодно, так как повышение стоимости изготовления топливных сборок с ураном повышенного обогащения перекрывается стоимостью дополнительно вырабатываемой электроэнергии.

Используя топливные сборки с ураном повышенного до 3,6% обогащения в комбинации с ураном 2,4%-ного обогащения, можно добиться оптимизации топливного цикла ВВЭР-440 по достижению наибольшей глубины выгорания при необходимой длительности кампании реактора.

Наиболее важным резервом увеличения глубины выгорания и экономичного использования топлива является улучшение выравнивания мощности по активной зоне, что обеспечивается соответствующей комплектацией и расположением топливных сборок и органов СУЗ в активной зоне (см. § 7.1). Например, дополнительное выравнивание

нивание энерговыделения по радиусу активной зоны на 5—10% увеличивает среднюю глубину выгорания и, следовательно, уменьшает топливную составляющую себестоимости электроэнергии на 1,0—2,0%. Дополнительное выравнивание энерговыделения по высоте активной зоны на те же 5—10% приводит к увеличению глубины выгорания и снижению топливной составляющей на 3,0—7,0%.

Использование отрицательного мощностного и температурного эффектов реактивности (см. § 3.2 и 4.2) позволяет удлинить кампанию реактора и увеличить глубину выгорания горючего. Работа на мощностном эффекте осуществляется в конце кампании, после исчерпания запаса реактивности на номинальной мощности реактора до нуля. При снижении мощности высвобождается запас реактивности, что позволяет эксплуатировать реактор еще некоторое время.

Продление кампании уменьшает переменную часть  $s_m^{\text{мощн}}$  топливной составляющей себестоимости электроэнергии  $c_{tm}^{\text{мощн}}$ , подсчитываемой по формуле (12.9), которая обратно пропорциональна увеличенному отпуску электроэнергии  $W_m^{\text{мощн}}$  при сохранении затрат на топливо  $C_{tm}$  (см. § 12.1). В этом случае  $s_m^{\text{мощн}}$  подсчитывается по следующей формуле:

$$s_m^{\text{мощн}} = \frac{C_{tm}}{W_m^{\text{ном}} + \Delta W_m^{\text{мощн}}}, \quad (12.27)$$

где  $W_m^{\text{ном}}$  — отпуск электроэнергии в  $m$ -ю кампанию за время работы реактора до исчерпания запаса реактивности на номинальной мощности;  $\Delta W_m^{\text{мощн}} = W_m^{\text{мощн}} - W_m^{\text{ном}}$  — дополнительный отпуск электроэнергии в  $m$ -ю кампанию за время работы реактора на мощностном эффекте.

Дополнительное выгорание перегружаемого горючего необходимо также учитывать при определении топливной составляющей.

Для корректировки постоянной составляющей  $s_0$  можно ввести множитель, полученный отношением увеличенной относительной тепловой выработки реактора  $W_{tm}^{\text{мощн}}/W_{tm}^{\text{ном}}$  к увеличенному относительному отпуску электроэнергии  $W_m^{\text{мощн}}/W_m^{\text{ном}}$  за весь период  $m$ -й кампании реактора. Тогда  $s_0^{\text{мощн}}$  вычисляется по формуле

$$s_0^{\text{мощн}} = \frac{K_{т.з}}{W_n} \frac{W_{tm}^{\text{мощн}}/W_{tm}^{\text{ном}}}{W_m^{\text{мощн}}/W_m^{\text{ном}}} = \frac{K_{т.з}}{W_n} \frac{1 + \Delta W_{tm}^{\text{мощн}}/W_{tm}^{\text{ном}}}{1 + \Delta W_m^{\text{мощн}}/W_m^{\text{ном}}}. \quad (12.28)$$

Дополнительное увеличение  $s_0^{\text{мощн}}$  происходит за счет уменьшения КПД блока, работающего на пониженной мощности (см. § 5.6). Дополнительно списываемая часть стоимости  $K_{т.з}$  затрачивается на топливные сборки, которые должны быть загружены в активную зону для компенсации избыточного выгорания горючего, оставшегося от предыдущей кампании. Следовательно, топ-

ливная составляющая себестоимости с учетом работы на мощностном эффекте  $c_{tm}^{\text{мощн}}$  зависит от степени уменьшения  $s_m^{\text{мощн}}$  и степени увеличения  $s_0^{\text{мощн}}$ . Если  $s_0^{\text{мощн}} - s_0^{\text{ном}} = \Delta s_0^{\text{мощн}} > \Delta s_m^{\text{мощн}} = s_m^{\text{ном}} - s_m^{\text{мощн}}$ , то полная топливная составляющая увеличивается. Если же, наоборот,  $s_0^{\text{мощн}} < \Delta s_m^{\text{мощн}}$ , то полная топливная составляющая уменьшается.

При работе ВВЭР на мощностном эффекте уменьшается отпуск электроэнергии по сравнению с номинальным режимом, поэтому дополнительно увеличивается постоянная составляющая себестоимости  $s_p$ .

Вывод об экономичности режима эксплуатации энергетического блока при работе реактора на мощностном эффекте может быть сделан только после сопоставления изменившихся величин составляющих себестоимости и расчета полной себестоимости электроэнергии, отпущенной за рассматриваемую кампанию [120].

В случае, если по каким-либо эксплуатационным причинам кампания реактора не доведена до полного исчерпания запаса реактивности и реактор преждевременно остановлен для замены топлива, то топливная составляющая также должна быть скорректирована в соответствии с уменьшенным отпуском электроэнергии  $W_m^{\text{недор}}$  за период данной  $m$ -й кампании, с уменьшенной выработкой реактором тепловой энергии  $W_{tm}^{\text{недор}}$  и, следовательно, с меньшей средней глубиной выгорания во всех кассетах активной зоны.

Для корректировки топливной составляющей при недоработке кампании можно использовать подход, примененный для режима работы реактора на мощностном эффекте. В этом случае расчетные формулы примут следующий вид:

$$C_{tm}^{\text{недор}} = s_0^{\text{недор}} + s_m^{\text{недор}} = \frac{K_{т.з}}{W_n} \frac{1 - \Delta W_{tm}^{\text{недор}}/W_{tm}^{\text{ном}}}{1 - \Delta W_m^{\text{недор}}/W_m^{\text{ном}}} + \frac{C_{tm}}{W_m^{\text{ном}} - \Delta W_m^{\text{недор}}}, \quad (12.29)$$

где  $\Delta W_{tm}^{\text{недор}} = W_{tm}^{\text{ном}} - W_{tm}^{\text{недор}}$  — невыработка тепловой энергии реактором из-за недожога горючего;  $\Delta W_m^{\text{недор}} = W_m^{\text{ном}} - W_m^{\text{недор}}$  — недоотпуск электрической энергии из-за преждевременного останова реактора.

Как видно из формулы (12.29), из-за недожога горючего при преждевременном останове реактора на перегрузку активной зоны при сохранении затрат на топливо  $C_m$  несколько увеличивается переменная составляющая  $s_m^{\text{недор}}$ , в то время как постоянная составляющая  $s_0^{\text{недор}}$  остается неизменной при постоянном КПД нетто блока, что приводит к общему увеличению топливной составляющей. Поскольку при таком режиме работы реактора увеличивается из-за недоотпуска электроэнергии и постоянная составляющая полной себестоимости, то режим с преждевременным останом экономич-

чески невыгоден. Недожог горючего в  $m$ -ю кампанию и связанное с этим уменьшение глубины выгорания во всех кассетах активной зоны уменьшают потребность в средствах на приобретение топливных сборок для обеспечения нормальной длительности  $(m + 1)$ -й кампании, так как в этом случае уменьшается количество заменяемых топливных сборок.

При наличии на станции нескольких реакторов разной мощности эффективность использования ядерного горючего можно повысить доиспользованием части выгруженных кассет из реактора большой мощности, например из ВВЭР-440, обладающих наилучшими размножающими свойствами, в реакторе с меньшей удельной мощностью и средней температурой теплоносителя, например в ВВЭР-210.

Положительный эффект от применения последовательного использования ядерного горючего ВВЭР с различной удельной мощностью и средней температурой теплоносителя I контура складывается из четырех частей:

- 1) эффекта от уменьшения числа остановов реактора с лучшими теплотехническими параметрами (для замены ядерного топлива);
- 2) эффекта от использования запаса реактивности недожженного до проектного значения ядерного горючего, выгруженного из реактора с лучшими теплотехническими параметрами;
- 3) эффекта от использования запаса реактивности, высвобожденного при снижении удельной мощности и средней температуры теплоносителя I контура;
- 4) эффекта, обусловленного уменьшением числа кассет со свежим топливом, используемым в реакторе с менее высокими теплотехническими параметрами, т. е. эффекта уменьшения затрат на загружаемое топливо.

Отрицательный эффект при совместном по топливу режиме работ реакторов обусловлен уменьшением длительности кампании топлива в реакторе с высокими теплотехническими параметрами.

Естественно, что реализация такого режима может быть обеспечена только при идентичной конструкции топливных кассет, соответствующих внутрикорпусных устройств и перегрузочного оборудования, допускающих последовательное использование кассет с ядерным горючим в разных реакторах.

#### § 12.4. Использование отработавшего топлива ВВЭР

Одним из резервов снижения топливной составляющей себестоимости электроэнергии является повторное использование топлива, выгруженного из реакторов, так как отработавшие топливные кассеты, хранящиеся в бассейнах выдержки, можно рассматривать как потенциальный резерв дополнительного ядерного горючего.

Как правило, часть выгружаемых топливных кассет имеет еще достаточно высокие размножающие свойства ( $k_{\infty} > 1,0$ ). Это объясняется во многом причинами, связанными с эксплуатацией реак-

тора, в частности: наличием диапазона в глубине выгорания выгружаемых топливных кассет и средней глубиной выгорания горючего в активной зоне к моменту останова реактора для замены топлива; распределением энерговыделения в топливных кассетах в течение прошедшей кампании; необходимой предполагаемой длительностью очередной кампании; необходимым предполагаемым распределением энерговыделения в топливных кассетах в течение очередной кампании реактора и связанным с этим требованием сохранением симметрии в загрузке, особенно при отбраковке отдельных недожженных топливных кассет, например по результатам контроля герметичности оболочек твэлов.

Недогоревшее ядерное горючее, выгружаемое по указанным причинам, может быть повторно использовано в одной из очередных загрузок этого же реактора, когда требуется, например, замена недожженной топливной кассеты с выявленной негерметичностью оболочки.

Недожженные топливные кассеты, хранившиеся какой-то период времени в бассейне выдержки, повторно загружают в реактор после дополнительного неразрушающего контроля за состоянием твэлов. В частности, на реакторах I и II блоков НВАЭС дожигание кассет проводилось неоднократно, благодаря чему накоплен соответствующий опыт, подтверждающий высокую работоспособность твэлов, применяемых в ВВЭР [53]. Дожигание недожженных топливных кассет проводилось в том же реакторе, хотя, как отмечалось в § 12.3, кассеты, выгруженные из реакторов с большой средней рабочей температурой активной зоны, т. е. с большой температурой воды и топлива, наиболее целесообразно дожигать в реакторах с меньшей средней температурой активной зоны и меньшим удельным энерговыделением.

Глубину выгорания ядерного горючего ВВЭР можно также увеличить использованием отработавших кассет, выгруженных из реактора, для производства тепловой энергии в атомных котельных, что позволяет увеличить среднюю глубину выгорания в кассетах на 3000—4000  $Mвт \cdot сутки/m$  U [53, 121]. Оценки нейтронно-физических характеристик реактора атомной котельной показывают, что каждый энергетический блок АЭС с ВВЭР-440 может обеспечить топливом районную котельную мощностью 250  $Mвт$  с реактором, содержащим 349 отработавших кассет реактора-поставщика и работающим в режиме ежегодных перегрузок. Энергетический блок атомной котельной может вводиться в эксплуатацию через 4—5 лет после пуска реактора АЭС, т. е. после накопления достаточного количества кассет для первой загрузки реактора котельной.

Снижение топливной составляющей себестоимости энергии ВВЭР может быть обеспечено реализацией в промышленных масштабах химической переработки выгруженного ядерного горючего, содержащего  $^{235}U$ , плутоний и другие трансурановые элементы, имеющие большую практическую ценность. Уран и плутоний, отделенные

от радиоактивных продуктов деления, могут быть использованы при производстве твэлов для реакторов на тепловых и быстрых нейтронах. Возможность и экономическая целесообразность использования плутония в качестве ядерного горючего без нарушения требований безопасности эксплуатации атомных тепловых электростанций доказаны как теоретически, так и экспериментально [122]. Кроме того, в облученном ядерном горючем среди всех продуктов деления изотопов урана и плутония имеются отдельные радиоактивные изотопы или группы изотопов, которые, будучи выделенными из отработанного ядерного горючего, могут иметь практическую ценность при использовании их в качестве источников излучения в различных областях науки, а также в промышленности, сельском хозяйстве, медицине.

К числу наиболее перспективных продуктов деления, используемых для изготовления  $\gamma$ -источников, относится  $^{137}\text{Cs}$ , имеющий период полураспада 30 лет.  $^{137}\text{Cs}$  в качестве радиоактивного индикатора и метки для стабильного цезия используется при проведении различных физико-химических исследований. В промышленности широко применяются малоактивные цезиевые источники, используемые в приборах для измерения толщин, плотностей, концентраций и уровней различных веществ. Цезиевые источники средней и высокой активности широко применяются в гамма-дефектоскопии материалов и сварных швов, в  $\gamma$ -лучевой терапии, для обработки пищевых продуктов и стерилизации медицинских материалов. Цезий в источниках обычно используют в виде хлорида, сульфата, а также эмалей и стекол. Тепло, выделяемое при радиоактивном распаде  $^{137}\text{Cs}$ , весьма широко используется в изотопных генераторах тепловой и электрической энергии, которые являются долговечными источниками электропитания навигационных и метеорологических приборов и станций.

Другой осколочный изотоп, используемый в практических и научных целях, —  $^{90}\text{Sr}$ ; вместе с дочерним изотопом  $^{90}\text{Y}$  он является прекрасным  $\beta$ -излучателем и широко используется для изготовления  $\beta$ -источников различных приборов технологического контроля, для снятия электростатических зарядов, а также для приготовления тепловых блоков изотопных генераторов электроэнергии, в том числе для спутников связи. Стронций в источниках обычно используется в виде фторида, алюмината или титаната стронция, а также эмалей.

Из осколочных радиоактивных изотопов редкоземельных элементов практический интерес представляют  $^{144}\text{Ce}$  и  $^{147}\text{Pm}$ , которые также можно использовать для создания тепловых генераторов электроэнергии.

Несмотря на то, что в радиоизотопных генераторах энергии могут использоваться и другие элементы, получаемые в реакторах, такие, как  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{170}\text{Tm}$ ,  $^{210}\text{Po}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ , осколочные изотопы применяются более широко из-за их значительно меньшей стоимости (табл. 12.2).

Как источники  $\gamma$ -излучения интересны осколочные изотопы  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{95}\text{Zr}$  и  $^{140}\text{Ba}$ , применяемые со своими дочерними изотопами  $^{106}\text{Rh}$ ,  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{140}\text{La}$  соответственно. Значительное практическое применение, особенно в медицине, имеют содержащиеся в продуктах деления радиоактивные изотопы иода.

Таким образом, отработавшие топливные сборки, содержащие делящиеся и сырьевые материалы, а также ценные радиоактивные элементы, представляют собой определенную потребительскую стоимость. Извлечение и использование этих элементов, включая делящиеся материалы, вовлекаемые в замкнутый топливный цикл реактора, позволяют уменьшить затраты на топливо по сравнению с разомкнутым топливным циклом, т. е. снизить топливную составляющую себестоимости электроэнергетики.

### § 12.5. Снижение потерь нейтронов в реакторе

Экономика ВВЭР может быть значительно улучшена в случае уменьшения потерь нейтронов. Проведенный анализ баланса нейтронов в активной зоне ВВЭР (см. гл. 2) позволяет выявить причины потерь и наметить возможные пути их уменьшения [53].

Как уже отмечалось в гл. 2, уменьшение потерь нейтронов в воде и конструкционных материалах связано с необходимостью серьезных конструктивных изменений активной зоны. Вода (а точнее водород) — не только хороший замедлитель нейтронов, но и доста-

Таблица 12.2

Некоторые данные о получаемых в реакторах радиоактивных изотопах для создания источников тепловой энергии

Показатель	$^{60}\text{Co}$	$^{90}\text{Sr}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{144}\text{Ce}$	$^{147}\text{Pm}$	$^{170}\text{Tm}$	$^{210}\text{Po}$	$^{238}\text{Pu}$	$^{241}\text{Am}$	$^{242}\text{Cm}$	$^{244}\text{Cm}$
Период полураспада, годы	5,3	28	30	0,78	2,7	0,35	0,38	89	458	0,45	16
Изотопная чистота, %	10	24	16	15	82	6,57	95	70	90	82	82
Форма изотопа	Металл	$\text{SrTiO}_3$	Стекло	$\text{CeO}_2$	$\text{Pm}_2\text{O}_3$	$\text{Tm}_2\text{O}_3$	Металл	$\text{PuO}_2$	Металл	$\text{Cm}_2\text{O}_3$	$\text{Cm}_2\text{O}_3$
Плотность, $\text{г/см}^3$	8,9	4,6	3,2	6,4	6,6	7,7	9,3	10	11,7	11,73	11,5
Удельное тепловыделение, $\text{Вт/г}$ : изотопа (включая дочерний) соединения	17,4	0,95	0,42	25,6	0,33	15,6	141	0,56	0,11	120	2,8
Примерная стоимость 1г соединения [13], долл.	1,7	0,23	0,067	3,8	0,27	1,03	134	0,39	0,1	98	2,3
	56,1	4,4	1,4	3,8	24,6	10,3	2680	348,7	182	1666	821



точно сильный поглотитель. В связи с этим определенные потери нейтронов в воде неизбежны. Однако эти потери возрастают, если уран-водная решетка не оптимальна и в ней содержится избыточный объем воды. Так, в топливной решетке ВВЭР-440 отношение объема воды к объему  $\text{UO}_2$  равно 1,67, что в пересчете на уран составляет 3,47 т. е. воды в решетке ВВЭР значительно больше, чем в оптимальной [25], для которой водно-урановое отношение равно 2. На первый взгляд кажется, что наиболее простой способ уменьшения этих потерь — уплотнение твэлов и уменьшение водяных зазоров. Однако последнее связано с увеличением гидравлического сопротивления активной зоны. Кроме того, уменьшение водяных зазоров может увеличивать опасность нарушения герметичности оболочки твэлов.

Вероятно, что по мере разработки новых циркуляционных насосов и увеличения стойкости твэлов можно будет в какой-то степени уменьшить водно-урановое отношение. Наиболее оптимальным в смысле физики реактора было бы увеличение плотности топлива, в частности замена двуокиси урана металлическим ураном. В этом случае существующая решетка ВВЭР приближается к оптимальной, и при сохранении ее существующих геометрических размеров можно в  $\sim 1,8$  раза увеличить количество загружаемого урана, а также снизить степень обогащения по  $^{235}\text{U}$ . Последние данные о стойкости металлического урана позволяют надеяться, что при существующей конструкции возможно обеспечить достаточную работоспособность твэлов.

Поглощение нейтронов бором, содержащимся в борной кислоте, применяемой для жидкостного регулирования реактивности ВВЭР, приводит к образованию изотопа  $^7\text{Li}$  [81]. Разработка эффективных способов извлечения из контура  $^7\text{Li}$ , не содержащего сильно поглощающего нейтроны  $^6\text{Li}$ , дает возможность получить ценный продукт ядерной технологии, который, в частности, может быть использован для поддержания водно-химического режима ВВЭР. Актуальна также разработка способов эффективного использования нейтронов при применении плутония в реакторах на тепловых нейтронах, в частности в ВВЭР. Известно, что ядерное качество плутония, определяемое его изотопным составом, зависит от типа спектра нейтронов в реакторе. Например, в реакторах на быстрых нейтронах накопление изотопов плутония с атомной массой более 239 незначительно, а в реакторах на тепловых нейтронах — довольно большое. Различие в ядерном качестве плутония определяет эффективность его использования в реакторах с разным спектром нейтронов. Так, в реакторе на тепловых нейтронах, к которым относятся ВВЭР, делятся только  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$ . Особенно вредно в смысле полезного использования нейтронов при применении плутония в реакторах на тепловых нейтронах накопление  $^{242}\text{Pu}$ , который имеет высокое значение резонансного интеграла захвата (около 1000 *барн*) при энергии около 1 эв и довольно ошутимое сечение захвата в тепловой области энергий нейтронов (около 30 *барн*) и фактически является долгоживу-

щим шлаком, концентрация которого может достигать 45% суммы всех ядер изотопов плутония [16]. На  $^{242}\text{Pu}$  фактически заканчивается цепочка трансформации изотопов плутония с последующим переходом в изотопы  $^{243}\text{Am}$  и  $^{244}\text{Cm}$ , которые также поглощают нейтроны без деления.

Накопление в больших количествах  $^{242}\text{Pu}$  в плутониевом топливе реакторов на тепловых нейтронах вызывает большие потери нейтронов в топливе, снижая его размножающие свойства [123]. Обедняя плутоний по изотопу  $^{242}\text{Pu}$ , можно достигнуть повышения эффективности используемого в тепловых реакторах плутония. В свою очередь, получаемый при разделении изотопов плутониевый отвал, обогащенный по  $^{242}\text{Pu}$ , целесообразно использовать в реакторах на быстрых нейтронах, поскольку в реакторах этого типа изотопы плутония с атомной массой от 239 до 242 имеют достаточно большое сечение деления.

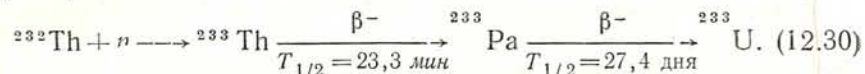
Такой способ комплексного использования плутониевого топлива в реакторах на тепловых и быстрых нейтронах, включающий промежуточное разделение изотопов по  $^{242}\text{Pu}$ , позволит в результате уменьшения потерь нейтронов улучшить использование плутония в реакторах и воспроизводство плутония из  $^{238}\text{U}$ , особенно в реакторах на тепловых нейтронах. Суммарный коэффициент воспроизводства в цикле, возможно, превысит единицу.

При применении плутониевого топлива в активной зоне реактора на тепловых нейтронах можно повысить коэффициент размножения, используя различие в ядерных свойствах  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$ . Это различие заключается в том, что  $^{239}\text{Pu}$  имеет меньшую вероятность захвата нейтрона с делением ядра при энергии нейтронов, близкой к энергии резонансов, чем  $^{241}\text{Pu}$ . Так, отношение парциальной ширины деления  $\Gamma_f$  к полной ширине резонанса  $\Gamma$  при энергии резонанса  $E_0 = 0,26$  эв для  $^{241}\text{Pu}$  на 6% больше, чем та же величина для  $^{239}\text{Pu}$  при энергии резонанса  $E_0 = 0,296$  эв. Отношение же резонансного интеграла деления при энергии нейтронов выше 0,15 эв к полному резонансному интегралу поглощения нейтронов для  $^{241}\text{Pu}$  на 12,5% больше, чем для  $^{239}\text{Pu}$  [10]. Следовательно, для увеличения коэффициента размножения нейтронов  $^{241}\text{Pu}$  целесообразнее размещать в тех областях топливных ячеек активной зоны, где доля резонансных нейтронов достаточно велика, а  $^{239}\text{Pu}$  — там, где резонансных нейтронов меньше.

Учитывая близость основных резонансных уровней  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$  (0,296 и 0,26 эв соответственно), целесообразно использовать это различие, экранируя  $^{239}\text{Pu}$  изотопом  $^{241}\text{Pu}$ . Для этого плутоний в активной зоне гетерогенного реактора целесообразно размещать не в виде блока, содержащего гомогенную смесь изотопов плутония с другими ядрами, а таким образом, чтобы основной блок топлива, содержащий в качестве делящегося материала ядра  $^{239}\text{Pu}$  в смеси с другими ядрами, например с  $^{238}\text{U}$ ,  $^{16}\text{O}$  и т. д., экранировался со стороны, обращенной к замедлителю, слоем ядер  $^{241}\text{Pu}$ . Экранирующий слой также может состоять из смеси  $^{241}\text{Pu}$  с другими сырьевыми

или неделяющимися материалами, например с  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , кислородом и т. д. [53].

Особое значение для энергетических реакторов на тепловых нейтронах может иметь уран-ториевый цикл, основой которого является реакция



Ядерно-физические свойства изотопа  $^{233}\text{U}$  позволяют осуществить расширенное воспроизводство ядерного горючего. Для этой цели могут быть использованы реакторы-размножители на тепловых нейтронах.

Расширенное воспроизводство ядерного горючего достигается также в реакторах-размножителях на быстрых нейтронах с использованием уран-плутониевого цикла.

Однако практическая реализация обоих путей расширенного воспроизводства ядерного горючего связана с преодолением определенных технических трудностей.

Все изложенные направления уменьшения потерь нейтронов в активных зонах ВВЭР являются резервом для дальнейшего улучшения экономических показателей энергетических блоков с реакторами этого типа.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Петросьянц А. М. Современные проблемы атомной науки и техники в СССР. М., Атомиздат, 1976.
2. Опыт эксплуатации АЭС и пути дальнейшего развития атомной энергетики. Труды юбилейной конференции. Обнинск, 25—27 июня 1974 г.
3. Эксплуатация реакторных установок Нововоронежской АЭС. М., Атомиздат, 1972. Авт.: Ф. Я. Овчинников, Л. М. Воронин, Л. И. Голубев и др.
4. Маргулова Т. Х. Атомные электрические станции. Учеб. пособ. Изд. 2-е. М., «Высшая школа», 1974.
5. Десятилетний опыт эксплуатации Нововоронежской АЭС. Материалы научно-технической конференции. Сентябрь 1974 г. Нововоронеж, 1974.
6. Сидоренко В. А. Вопросы безопасной работы реакторов ВВЭР. М., Атомиздат, 1977.
7. Проектирование атомной электростанции с блоками ВВЭР мощностью 1 млн. квт. — «Теплоэнергетика», 1974, № 4, с. 18. Авт.: В. М. Беркович, Ю. П. Калошин, В. П. Татарников и др.
8. Физика ядерных реакторов. Справочник. Пер. с англ. Под ред. И. А. Стенбока. М., Атомиздат, 1964.
9. Власов Н. А. Нейтроны. М., Атомиздат, 1971.
10. Гордеев И. В., Кардашев Д. А., Малышев А. В. Ядерно-физические константы. Справочник. М., Госатомиздат, 1963.
11. Федоров Н. Д. Краткий справочник инженера-физика. М., Госатомиздат, 1961.
12. Справочник по ядерной физике. Пер. с англ. Под ред. Л. А. Арцимовича. М., Физматгиз, 1963.
13. Химия долгоживущих осколочных элементов. Под ред. акад. А. Б. Николаева. М., Атомиздат, 1970. Авт.: Н. М. Синицин, Г. В. Корпусов, Л. М. Зайцев и др.
14. Галанин А. Д. Теория ядерных реакторов на тепловых нейтронах. Изд. 2-е. М., Атомиздат, 1959.
15. Хайд Э., Перлман И., Сиборг Г. Ядерные свойства тяжелых элементов. Вып. 1. Трансурановые элементы. Пер. с англ. Под ред. Г. Н. Флерова. М., Атомиздат, 1967.
16. Кривоухатский А. С., Романов Ю. Ф. Получение трансурановых и актиноидных элементов при нейтронном облучении. Под ред. проф. В. М. Вдовенко. М., Атомиздат, 1970.
17. Горбачев В. М., Замятин Ю. С., Лбов А. А. Основные характеристики изотопов тяжелых элементов. Справочник. Изд. 2-е. М., Атомиздат, 1975.
18. Биологическая защита ядерных реакторов. Справочник. Пер. с англ. Под ред. Ю. А. Егорова. М., Атомиздат, 1965.
19. Кипин Дж. Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов. Пер. с англ. Под ред. В. А. Кузнецова. М., Атомиздат, 1967.
20. Атлас спектров гамма-лучей радиационного захвата тепловых нейтронов. М., Атомиздат, 1958. Сост.: Л. В. Грошев, А. М. Демидов, В. Н. Луценко и др.

21. Глестон С., Эдлунд М. Основы теории ядерных реакторов. Пер. с англ. М., Изд-во иностр. лит., 1954.
22. Мегреблиан Р., Холмс Д. Теория реакторов. Пер. с англ. Под ред. П. А. Гаврилова. М., Госатомиздат, 1962.
23. Левин В. Е. Ядерные реакторы. М., Госатомиздат, 1963.
24. Сидоренко В. Д. Расчет критичности и выгорания решеток со слабообогатенным топливом и легководным замедлителем. — Препринт ИАЭ-1434. М., 1967.
25. Савчук Ю. И. Одногрупповой расчет коэффициентов реактивности реактора, времени жизни мгновенных нейтронов и эффективной доли запаздывающих нейтронов. Программа КР. — Препринт ИАЭ-2158. М., 1971.
26. Curlee N. J. Nonseparable Space-Time Transients Resulting from Changes in Inlet Coolant Temperature. — «Nucl. Sci. and Eng.», 1959, v. 1, p. 1—10.
27. Технология реакторов. Вып. 3. ЦНИИАтоминформ. М., Атомиздат, 1972, стр. 16.
28. McFarlane A. Physics of Operating Pressurised Water Reactors. — «Nucl. Appl. and Technol.», 1970, v. 9, p. 634—639.
29. Остащенко В. Ф., Бумблис И. И., Алпатов А. М. Некоторые вопросы безопасности АЭС с ВВЭР. — В кн.: Атомная энергетика, топливные циклы, радиационное материаловедение. (Труды научно-технической конференции СЭВ, Ульяновск, 5—10 октября 1970 г.). Т. 1. Изд. СЭВ, 1971, с. 201.
30. Физические исследования реактора ВВЭР Нововоронежской АЭС. Доклад № 585 (СССР), представленный на Третью международную конференцию по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1964. Авт.: Л. В. Комиссаров, Г. Л. Лунин, А. Н. Новиков и др.
31. Боланд Дж. Приборы контроля ядерных реакторов (внутризонные). Пер. с англ. М., Атомиздат, 1973.
32. Владимиров В. И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов. Изд. 2-е. М., Атомиздат, 1976.
33. Беркович В. М., Горохов В. Ф., Татарников В. П. О возможности регулирования мощности энергосистемы с помощью атомных электростанций. — «Теплоэнергетика», 1974, № 6, с. 16.
34. Рудик А. П. Ядерные реакторы и принцип максимума Понтрягина. М., Атомиздат, 1972.
35. Рудик А. П. Ксеноновые переходные процессы в ядерных реакторах. М., Атомиздат, 1974.
36. Голянд Л. Н. Анализ и синтез системы управления энергоблока с реактором ВВЭР. — В кн.: Вопросы атомной науки и техники. Сер. Динамика ядерных энергетических установок. Вып. 1. ЦНИИАтоминформ. М., Атомиздат, 1971, с. 91.
37. Исследование эксплуатационных характеристик работы установки по очистке теплоносителя. — См. [5], с. 132. Авт.: И. М. Плотников, А. П. Пресняков, В. Г. Лучкин, В. В. Никулин.
38. Михеев М. А. Основы теплопередачи. М., Госэнергоиздат, 1956.
39. Похвалов Ю. Е., Кронин И. В., Курганова И. В. Обобщение экспериментальных данных по теплопередаче при пузырьковом кипении недогретых жидкостей в трубах. — «Теплоэнергетика», 1966, № 5, с. 63.
40. Коныков А. С., Барулин Ю. Д. Теплоотдача при кипении воды, недогретой до температуры насыщения. — «Теплоэнергетика», 1966, № 3, с. 82.
41. Осмачкин В. С. Кризис теплообмена при движении кипящей воды вдоль пучков тепловыделяющих стержней. Препринт ИАЭ-2014. М., 1970.
42. Смолин В. Н., Поляков В. К. Критический тепловой поток при продольном обтекании пучка стержней. — «Теплоэнергетика», 1967, № 4, с. 54.
43. Tong L. S., Currin H. V., Thorp A. G. New Correlation Predict DNB Conditions. — «Nucleonics», 1963, v. 21, N 5, p. 43.
44. Tong L. S. Heat Transfer in Water Cooled Nuclear Reactors. — «Nucl. Eng. and Design», 1967, v. 6, p. 301.
45. Беяева Е. Д., Петрунин Д. М. БИПР-4 — программа для расчета трехмерных полей энерговыделений и выгорания топлива в одногрупповом диффузионном приближении для реакторов типа ВВЭР. — Препринт ИАЭ-2093. М., 1971.
46. Богачев Г. А. Программа для расчета энерговыделения в шестигранных кассетах. — Препринт ИАЭ-1895. М., 1969.
47. Экспериментальное исследование на стенде КС ИАЭ им. И. В. Курчатова критических тепловых нагрузок в полномасштабных моделях топливных сборок реактора ВВЭР-440. — В кн.: Исследования критических тепловых потоков в пучках стержней в стационарных и нестационарных режимах теплообмена. (Доклады семинара СЭВ ТФ-74). М., Изд. СЭВ, 1974, с. 99. Авт.: В. А. Капустин, А. К. Козлов, Ю. В. Кудрявцев и др.
48. Кахан Г., Гози М. Физика и расчет ядерных реакторов. Пер. с франц. Под ред. В. Е. Дорошук. М., Атомиздат, 1960.
49. Защитные оболочки реакторов. Пер. с англ. Вып. 5. М., ЦНИИАтоминформ, 1970.
50. Выгорание горючего в водо-водяных энергетических реакторах и эксперименты с уран-водной решеткой. — В кн.: Труды Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1958. Доклады советских ученых. Ядерные реакторы и ядерная энергетика. Т. 2. М., Атомиздат, 1959, с. 411. Авт.: С. М. Фейнберг, Е. С. Анциферов, В. П. Катков и др.
51. Материалы физического расчета первой и второй топливных загрузок реактора ВВЭР-2. — Препринт ИАЭ-1434. М., 1967. Авт.: А. Н. Новиков, А. И. Шабалов, Д. М. Петрунин и др.
52. Камышан А. Н., Новиков А. Н. Физические характеристики и выгорание топлива реакторов ВВЭР. — В кн.: Reactor Physics Burn-up. IAEA, Vienna, 1973.
53. Некоторые направления совершенствования активной зоны и топливного цикла реакторов ВВЭР. — См. [5], с. 51. Авт.: Ф. Я. Овчинников, В. К. Семенов, Л. И. Голубев и др.
54. Сидоренко В. Д., Беяева Е. Д., Новиков А. Н. Расчет критичности и выгорания решеток со слабообогатенным топливом и легководным замедлителем. — В кн.: Физика ядерных реакторов. Т. 5. Препринт ИАЭ-1171. М., 1966, с. 111.
55. Виноходов Е. В. Методика расчета некоторых параметров тепловыделяющих элементов типа ВВЭР. — Препринт ИАЭ-1942. М., 1969.
56. Пашос Т. Дж., де Халлас Д. Р., Наймарк Л. А. Поведение керамических топлив при облучении. Доклад № 240 (США), представленный на Третью международную конференцию по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1964.
57. Ластман Б. Радиационные явления в двуокиси урана. Пер. с англ. М., Атомиздат, 1964.
58. Теплопроводность двуокиси урана. Препринт ИАЭ-2227, М., 1972. Авт.: В. И. Колядин, Э. П. Ильин, А. Г. Харламов и др.
59. Тепловыделяющие элементы для водо-водяных реакторов атомных электростанций. — В кн.: Труды Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1958. Доклады советских ученых. Т. 2. Ядерные реакторы и ядерная энергетика. М., Атомиздат, 1959, с. 119. Авт.: Р. С. Амбарцумян, А. М. Глухов, В. В. Гончаров и др.
60. Исследование коррозии циркониевых сплавов в воде и паре при высокой температуре и давлении. — В кн.: Corrosion of Reactor Materials, v. II. IAEA, Vienna, 1962, p. 67. Авт.: А. А. Киселев, В. А. Мышкин, А. В. Кожевников и др.
61. Влияние некоторых факторов на наводороживание и изменение свойств циркониевого сплава с 1% ниобия, применяемого для оболочек тепловыделяющих элементов в энергетических реакторах, охлаждаемых водой. Доклад № 342 (СССР), представленный на Третью международную конференцию по мирному использованию атомной энергии, Женева, 1964. Авт.: Р. С. Амбарцумян, А. Д. Амаев, И. А. Анисимова и др.
62. Парфенов Б. Г., Герасимов В. В., Венедиктова Г. И. Коррозия циркония и его сплавов. М., Атомиздат, 1967.

63. **Контроль герметичности тепловыделяющих элементов.** М., Госатомиздат, 1962. Авт.: В. И. Поликарпов, В. В. Филонов, С. В. Чубаков, Н. Н. Юзвук.
64. **Тимошук Д. В.** Контроль герметичности оболочек твэлов на остановленном реакторе типа ВВЭР (газовый метод и технология контроля). — В кн.: Состояние и перспективы развития АЭС с водо-водяными реакторами. (Доклады симпозиума СЭВ 22—27 апреля 1968 г.). Т. 2. М., Изд. СЭВ, 1968, с. 377.
65. **Марченко Е. В.** Обнаружение негерметичности тепловыделяющих элементов теллур-иодным методом на остановленном реакторе типа ВВЭР. — См. [64], с. 388.
66. **Швоев А. Ф., Шумейко В. П.** Контроль герметичности оболочек твэлов. — См. [5], с. 166.
67. **Круглов В. П., Швоев А. Ф.** Работоспособность кассет Нововоронежской АЭС. — См. [5], с. 85.
68. **Ямников Б. С., Маланченко Л. Л.** Газовыделение из двуокиси урана. — «Атомная техника за рубежом», 1971, № 6, с. 21.
69. **Коррозионная стойкость конструкционных материалов реакторов типа ВВЭР и миграция продуктов коррозии в их контурах.** — См. [5], с. 137. Авт.: В. К. Седов, В. П. Круглов, А. Ф. Сотников, И. М. Плотников.
70. **Голубев Л. И., Симонов В. Д., Сунчугашев М. А.** Гамма-спектрометрическое изучение выгоревших кассет ВВЭР. — См. [5], с. 154.
71. **Исследование выгорания в твэлах реактора ВВЭР-1 Нововоронежской АЭС с помощью германиевого детектора.** — «Атомная энергия», 1969, т. 27, № 4, с. 281. Авт.: О. А. Миллер, А. М. Демидов, Ф. Я. Овчинников и др.
72. **Analytical methods in the nuclear fuel cycle.** Proc. symp. 29 Nov. — 3 Dec. 1971, IAEA, Vienna, 1972, p. 586.
73. **Бродер Д. Л., Попков К. К., Рубанов С. М.** Малогабаритная защита реакторов. М., Атомиздат, 1967.
74. **Мельников Н. П.** Конструктивные формы и методы расчета ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1972.
75. **Оценка надежности работы сварных сосудов высокого давления.** — См. [29], т. III, с. 576. Авт.: Н. Н. Алексеев, И. В. Горынин и др.
76. **Конструкционные материалы ядерных реакторов. Часть I. Ядерные и теплофизические свойства, основы коррозии и жаропрочности.** Учебное пособие для вузов. М., Атомиздат, 1972. Авт.: Н. М. Бескоровайный, Ю. С. Беломытцев, М. Д. Абрамович и др.
77. **Reed G., Tagnuzzer E.** Examine Yankee plant performance in 1965. — «Nucleonics», 1966, v. 24, N 3, p. 42.
78. **Водные режимы и коррозия материалов водо-водяных энергетических реакторов.** — В кн.: Водные режимы водо-водяных реакторов, радиационный контроль теплоносителей и средства снижения радиационной опасности теплоносителей. (Доклады II Симпозиума СЭВ, Штральзунд, 8—12 мая 1972 г.). Изд. СЭВ, 1972, с. 9. Авт.: Б. А. Алексеев, Е. И. Визгин, В. А. Ермаков и др.
79. **Черноротов Е. С.** Водный режим реакторов ВВЭР для работы с борным регулированием. — См. [29], т. II, М., 1971, с. 131.
80. **Мик М. Е.** Расчетные значения pH водных растворов борной кислоты в зависимости от температуры и содержания щелочи. Report by Westinghouse Electric Co. WCAP-3269-51, march 1965.
81. **Плотников И. М., Голубчикова И. Г.** Водный режим реакторов ВВЭР при жидком регулировании борной кислотой. — См. [5], с. 126.
82. **Водоочистка и водоподготовка на блоках с энергетическими реакторами водо-водяного типа.** — См. [78], с. 219. Авт.: Б. А. Алексеев, Е. И. Визгин, В. А. Ермаков и др.
83. **Алексеев Б. А., Синовьев Б. В., Страхов Э. Б.** Некоторые результаты исследования свойств ионитов применительно к потребностям атомной энергетики. — См. [78], с. 427.
84. **Минчевски Е.** Основные направления исследований в области обезвреживания радиоактивных отходов. — В кн.: Исследования в области обезвреживания жидких, твердых и газообразных отходов и дезактивации загрязненных поверхностей. Труды научно-технической конференции СЭВ, Колобжег, 2—7 октября 1972 г. Т. 1. Варшава, 1973, с. 12.
85. **Кузнецов Ю. В., Щebetковский В. Н., Трусов А. Г.** Основы очистки воды от радиоактивных загрязнений. М., Атомиздат, 1974.
86. **Хоникевич А. А.** Очистка радиоактивно-загрязненных вод лабораторий и исследовательских ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1974.
87. **Свитцов А. А.** Использование обратного осмоса для обработки жидких радиоактивных отходов. — «Атомная техника за рубежом», 1974, № 11, с. 40.
88. **Очистка и концентрирование жидких отходов низкого уровня активности методом обратного осмоса.** — См. [84], с. 215. Авт.: Ю. И. Дытнерский, Д. И. Трофимов, П. А. Загорец и др.
89. **Эклюд З.** Ядерная энергетика, безопасность и окружающая среда. Сокр. пер. с англ. — «Атомная техника за рубежом», 1974, № 5, с. 3.
90. **Dengler N., Grämer G., Heitmann H. G.** Chemia in Kernkraftwerken mit Druckwasserreactoren. Senderdruck aus VGB — Speisewassertagung, Essen, 1970, vorträge, s. 44—51.
91. **Методика выбора безопасных условий захоронения отвержденных отходов в зависимости от свойств и удельной активности.** М., Изд. СЭВ, 1973.
92. **Влияние нейтронного облучения в воде высоких параметров на коррозионную стойкость и механические свойства стали 15ХЗМФА и металла ее сварных швов.** — См. [29], т. III, с. 631. Авт.: Н. Н. Алексеев, Ю. Ф. Баландин, А. В. Ефимов и др.
93. **Теплоустойчивая сталь для корпусов водо-водяных реакторов под давлением.** — См. [29], т. III, с. 380. Авт.: И. В. Горынин, Ю. Ф. Баландин, Ю. И. Звездин и др.
94. **Герасимов В. В., Монахов А. С.** Материалы ядерной техники. М., Атомиздат, 1973.
95. **Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования атомных электростанций, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок.** М., «Металлургия», 1973.
96. **Круглов В. П., Сергунов В. Т., Дегтянников Ю. Ф.** Организация и методы контроля целостности оборудования первого контура. — См. [5], с. 108.
97. **Румянцев С. В.** Радиационная дефектоскопия. Изд. 2-е. М., Атомиздат, 1974.
98. **Румянцев С. В., Штань А. С., Попов Ю. Ф.** Справочник рентгено- и гамма-дефектоскописта. М., Атомиздат, 1969.
99. **Хинсли Д.** Методы испытания материалов без разрушения. Пер. с англ. М., Металлургиздат, 1962.
100. **Седов В. К., Адаменков К. А.** Опыт виброакустического контроля оборудования первого контура. — См. [5], с. 116.
101. **Защитные оболочки реакторов.** Пер. с англ. ЦНИИАтоминформ, вып. 3. М., Атомиздат, 1970.
102. **Букринский А. М.** Проблемы безопасности атомных электростанций. — «Теплоэнергетика», 1974, № 2, с. 8.
103. **Опыт эксплуатации Нововоронежской АЭС им. 50-летия СССР.** — В кн.: Опыт эксплуатации АЭС и пути дальнейшего развития атомной энергетики. Труды юбилейной конференции. Обнинск, 25—27 июня 1974. Т. 1, с. 182. Авт.: Ф. Я. Овчинников, В. К. Седов, Л. И. Голубев, В. И. Скрипников.
104. **Обеспечение радиационной безопасности при эксплуатации АЭС.** — См. [5], с. 42. Авт.: В. К. Седов, М. А. Баранов, В. П. Иваников, З. Е. Ляпина.
105. **Развитие АЭС с водо-водяными реакторами в Советском Союзе.** — «Атомная энергия», 1971, т. 31, вып. 4, с. 323. Авт.: В. П. Денисов, Ю. В. Марков, В. А. Сидоренко и др.
106. **Расчет аварийных режимов I контура АЭС с водо-водяными реакторами при разрывах трубопроводов.** — См. [29], т. I, с. 236. Авт.: Б. К. Мальцев, Д. А. Хлесткин, Ю. В. Ржезников и др.

107. Дементьев Б. А., Кузнецов В. Д. Гипотетическая авария на АЭС с корпусным реактором. — См. [29], т. 1, с. 219.
108. Защитные оболочки реакторов. Пер. с англ. ЦНИИатоминформ, вып. 1. М., Атомиздат, 1970.
109. АЭС «Loviisa» в Финляндии. — «Атомная техника за рубежом», 1971, № 12, с. 9.
110. Голубев Л. И., Добрынин В. Д., Клочков В. И. О повышении эффективности систем понижения давления внутри защитной оболочки реактора ВВЭР при аварийной утечке водного теплоносителя. — См. [5], с. 150.
111. Проблемы безопасности эксплуатации АЭС. Пер. с англ. Ч. 3. ЦНИИатоминформ, М., Атомиздат, 1972.
112. Безопасность водоохлаждаемых реакторов. Пер. с англ. М., ВИНТИ (Теплоэнергетика), вып. 42, реф. 179, 1971.
113. Батов В. В., Корякин Ю. И. Экономика ядерной энергетики. М., Атомиздат, 1969.
114. Десятилетний опыт эксплуатации Нововоронежской атомной электростанции им. 50-летия СССР. — См. [5], с. 3. Авт.: А. Н. Григорьянц, Ф. Я. Овчинников, В. К. Седов и др.
115. Фельдман М. Л., Черновец А. К. Особенности электрической части атомных электростанций. Л., «Энергия», 1972.
116. Голубев Л. И., Добрынин В. Д., Цыбенко В. М. Использование ядерного топлива на Нововоронежской АЭС. — См. [5], с. 68.
117. Маркович И. М. Режимы энергетических систем. Изд. 4-е. М., «Энергия», 1969.
118. Operating experience with nuclear power stations in member states in 1973. IAEA-168, Vienna, 1974.
119. Прузнер С. Л. Экономика и организация энергетического производства. Изд. 3-е. М., «Энергия», 1969.
120. Клочков В. И., Мирошниченко М. И., Цыбенко В. М. К вопросу о работе реакторов ВВЭР на мощностном эффекте. — См. [5], с. 92.
121. Атомная котельная на отработанных кассетах ВВЭР. — В кн.: Теплофикация и централизованное теплоснабжение. Труды ВТИ. 1974, вып. 6, с. 68—79. Авт.: В. Н. Беспалов, Л. И. Голубев, В. Н. Мионов и др.
122. Фрешлей М. Д. Реакторы с плутониевым топливом. Пер. с англ. ЦНИИатоминформ, вып. 5. М., Атомиздат, 1973.
123. Повторное использование плутония в реакторах на тепловых нейтронах. Пер. с англ. Под ред. И. Н. Соколова. М., Изд-во иностр. лит., 1960.

## ПРЕДМЕТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

- Баланс нейтронов 22  
— тепловой 104  
Безопасность ВВЭР 216  
— подход 216  
— радиационная 217  
— ядерная 219  
Выгорание топлива 77  
— бора 48  
Выделение энергии при аварии 228  
Выход нейтронов на деление 8  
— продуктов деления 9  
— энергии на деление 8, 79  
Герметичность оболочек твэлов 181  
Деление ядер 7  
— спонтанное 9  
Детектор прямой зарядки 64  
Допустимая мощность твэлов 100  
— кассет 101  
— реактора 103  
Замедление нейтронов 39  
Запаздывающие нейтроны 16, 40  
— источники 17  
Защитные устройства 230  
Зонная загрузка 145  
Измерение выгорания топлива 182  
Источники нейтронов 15  
—  $\alpha$ -излучения 26  
—  $\delta$ - и  $\beta$ -излучения 18, 20  
Ионизационные камеры 56  
Коррозия нержавеющей стали 191  
— циркониевых сплавов 171  
Контроль герметичности оболочек твэлов 176, 181  
Коэффициент неравномерности энерговыделения по высоте 66  
— по объему 66, 156  
— по радиусу 63, 156  
— по сечению кассеты 158  
— полезного действия 115  
— размножения нейтронов 22  
— реактивности 42  
Кризис теплообмена 86  
Ксеноновые колебания 67, 74  
Мгновенная критичность 41  
Наводороживание циркониевых сплавов 174  
Образование изотопов плутония 11  
— трансплутониевых элементов 12  
Остаточное энерговыделение 135  
Отравление реактора ксеноном 68  
— самарием 75  
Очистка теплоносителя 199
- Период реактора 40  
Плотность потока нейтронов в подкритическом состоянии 59  
Показатели технико-экономические, 248, 256  
Программы нейтронно-физических реакторов 149  
— БИПР 153  
— КР 158  
— РАГУ 156  
— УНИРАСОС (РОР) 150  
— ШЕСТИГРАННИК 159  
— регулирования 81  
Пусковое положение органов СУЗ 59  
Реактивность 25  
Регулирование концентрации борной кислоты 83  
Режим работы в энергосистеме 255  
— аварийного останова 127, 134  
— водно-химический 192  
— нормального останова 133  
— обесточивания АЭС 113  
— отключения главных циркуляционных насосов 121  
— перегрузок 141  
— переходный на ксеноне 70  
— на самарии 76  
— последовательного использования ядерного топлива 265  
— пусковой 56  
— расхолаживания 137  
Саморегулирование 80  
Свойства двуокиси урана 17  
— циркониевых сплавов 171  
Снижение потерь нейтронов 267  
Соотношение Осмачкина 89  
Спад энерговыделения 136  
Спектр нейтронов в реакторе 27  
СУЗ 50  
Теплообмен в реакторе 86  
Требования к загрузке 146  
— СУЗ 50  
Уравнение кинетики 39, 41  
Формула четырех сомножителей 25  
Характеристики нейтронно-физические 31  
— маневренности 80  
— гидравлические 89  
Экономика АЭС 248  
Ядерные реакции в замедлителе 16, 19  
— в конструкционных материалах 19, 21

## ОГЛАВЛЕНИЕ

Предисловие . . . . .	3
Введение . . . . .	4
<b>Глава 1. Ядерно-физические основы ВВЭР . . . . .</b>	<b>7</b>
§ 1.1. Деление тяжелых ядер . . . . .	7
§ 1.2. Ядерные превращения изотопов урана и трансурановых элементов . . . . .	10
§ 1.3. Источники ионизирующего излучения в реакторной установке . . . . .	15
<b>Глава 2. Нейтронно-физические характеристики активной зоны ВВЭР . . . . .</b>	<b>22</b>
§ 2.1. Баланс нейтронов и реактивность реактора . . . . .	22
§ 2.2. Спектр нейтронов в активной зоне . . . . .	27
§ 2.3. Характеристики топливных решеток при различных эксплуатационных режимах реактора . . . . .	31
<b>Глава 3. Пусковые режимы работы реактора . . . . .</b>	<b>39</b>
§ 3.1. Кинетика реактора на мгновенных и запаздывающих нейтронах . . . . .	39
§ 3.2. Коэффициенты реактивности реактора . . . . .	42
§ 3.3. Требования к системе управления и защиты ВВЭР . . . . .	50
§ 3.4. Пуск реактора . . . . .	56
<b>Глава 4. Нейтронно-физические характеристики активной зоны при работе реактора на мощности . . . . .</b>	<b>63</b>
§ 4.1. Распределение энерговыделения в активной зоне . . . . .	63
§ 4.2. Изменение реактивности реактора при работе на мощности . . . . .	68
§ 4.3. Регулирование и маневренность ВВЭР . . . . .	80
<b>Глава 5. Теплогидравлические режимы работы реактора на мощности . . . . .</b>	<b>86</b>
§ 5.1. Теплоотдача от тепловыделяющих элементов к воде . . . . .	86
§ 5.2. Гидравлические характеристики топливных кассет и реактора . . . . .	89
§ 5.3. Допустимый уровень мощности твэлов, кассет и реактора . . . . .	100
§ 5.4. Определение тепловой мощности реактора . . . . .	104
§ 5.5. Отвод тепла от реактора в нормальных и переходных режимах . . . . .	109
§ 5.6. КПД энергетического блока АЭС с ВВЭР . . . . .	115
§ 5.7. Ограничения допустимой мощности реактора, связанные со схемой электроснабжения ГЦН . . . . .	121
<b>Глава 6. Режим останова реактора . . . . .</b>	<b>127</b>
§ 6.1. Останов реактора . . . . .	127
§ 6.2. Обеспечение отвода тепла после останова реактора . . . . .	134

<b>Глава 7. Режим использования ядерного топлива . . . . .</b>	<b>141</b>
§ 7.1. Комплектация топливных сборок в активной зоне . . . . .	141
§ 7.2. Расчет нейтронно-физических характеристик реактора . . . . .	149
§ 7.3. Расчет распределения энерговыделения в топливных сборках . . . . .	158
Приложение к гл. 7. Пример расчета загрузки (перегрузки) топлива в реакторе . . . . .	164
<b>Глава 8. Работоспособность твэлов ВВЭР . . . . .</b>	<b>170</b>
§ 8.1. Свойства двуоксида урана и оболочек твэлов из циркониевого сплава . . . . .	170
§ 8.2. Оценка состояния твэлов в работающем реакторе . . . . .	176
§ 8.3. Контроль герметичности оболочек твэлов на остановленном реакторе . . . . .	181
§ 8.4. Изучение отработавшего ядерного топлива в горячей камере . . . . .	182
<b>Глава 9. Работоспособность конструкционных материалов оборудования и водно-химический режим I контура реактора . . . . .</b>	<b>188</b>
§ 9.1. Требования к материалам I контура . . . . .	188
§ 9.2. Особенности водно-химического режима I контура . . . . .	192
§ 9.3. Способы регулирования качества воды I контура . . . . .	193
§ 9.4. Очистка воды I контура . . . . .	199
§ 9.5. Переработка и захоронение жидких радиоактивных отходов . . . . .	203
§ 9.6. Контроль за состоянием материалов оборудования реакторных установок . . . . .	205
<b>Глава 10. Безопасность ВВЭР . . . . .</b>	<b>216</b>
§ 10.1. Подход к проблеме безопасности . . . . .	216
§ 10.2. Радиационная безопасность при нормальной эксплуатации реактора . . . . .	217
§ 10.3. Обеспечение ядерной безопасности при работах с топливными сборками . . . . .	219
§ 10.4. Наиболее вероятные аварии на реакторе . . . . .	222
§ 10.5. Оценка возможного выделения энергии при аварии . . . . .	228
§ 10.6. Предохранительные и защитные устройства . . . . .	230
<b>Глава 11. ВВЭР-1000 — новый этап в развитии ядерной энергетики СССР . . . . .</b>	<b>235</b>
§ 11.1. Особенности реакторной установки . . . . .	235
§ 11.2. Нейтронно-физические характеристики активной зоны . . . . .	238
§ 11.3. Особенности системы управления и защиты . . . . .	242
<b>Глава 12. Экономичность эксплуатации АЭС с ВВЭР . . . . .</b>	<b>248</b>
§ 12.1. Себестоимость электроэнергии, вырабатываемой АЭС . . . . .	248
§ 12.2. Режим и показатели работы АЭС в энергосистеме . . . . .	255
§ 12.3. Способы увеличения глубины выгорания ядерного горючего и длительности кампании реактора . . . . .	261
§ 12.4. Использование отработавшего топлива ВВЭР . . . . .	264
§ 12.5. Снижение потерь нейтронов в реакторе . . . . .	267
Список литературы . . . . .	271
Предметный указатель . . . . .	277

ИБ № 455

Федор Яковлевич Овчинников, Лев Иванович Голубев,  
Вячеслав Дмитриевич Добрынин, Виктор Иванович Клочков,  
Владимир Владимирович Семенов, Валентин Михайлович Цыбенко

**ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ РЕЖИМЫ ВОДО-ВОДЯНЫХ  
ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ**

Редактор Г. Б. Казьмина  
Художественный редактор А. Т. Кирьянов  
Переплет художника И. А. Дутова  
Технический редактор Н. А. Власова  
Корректоры Е. Д. Рагулина, Н. А. Смирнова

Сдано в набор 21.XII.1976 г. Подписано к печати 22.III.1977 г.  
Т-01696 Формат 60×90<sup>1/16</sup> Бумага типографская № 1.  
Усл. печ. л. 17,5. Уч.-изд. л. 18,86  
Тираж 3820 экз. Цена 3 р. 10 к. Зак. изд. 72007 Зак. тип. 1357  
Атомиздат 103031, Москва, К-31, ул. Жданова, 5

Московская типография № 4 Союзполиграфпрома  
при Государственном комитете Совета Министров СССР  
по делам издательств, полиграфии и книжной торговли  
г. Москва, И-41, Б. Переяславская, д. 46