

Министерство образования и науки Российской Федерации
Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение
высшего профессионального образования

**Санкт-Петербургский государственный технологический
университет растительных полимеров**

М.А. Готовский

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Учебное пособие

Санкт-Петербург
2007

Федеральное агентство по образованию

Государственное образовательное учреждение
высшего профессионального образования

**«Санкт-Петербургский государственный технологический
университет растительных полимеров»**

М.А.Готовский

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Учебное пособие

Санкт-Петербург
2007

УДК 621.039.(075)
 ББК 31.46 я7
 Г 416

Готовский М.А. Ядерная энергетика: учебное пособие /СПб ГТУ РП. СПб., 2007.- 55 с.: ил.16.

Учебное пособие содержит краткую информацию о физических основах генерации теплоты в энергетических ядерных реакторах, о типах реакторов и особенностях их работы в составе атомной электростанции (АЭС), о тепловых схемах АЭС, а также о специфических проблемах, связанных с эксплуатацией АЭС.

Пособие составлено в соответствии с требованиями государственных образовательных стандартов, охватывает минимально необходимый материал по данной дисциплине и поэтому может быть использовано в качестве учебного пособия студента-теплоэнергетика по специальностям 140100 «Теплоэнергетика» и 140105 «Энергетика теплотехнологий».

Рецензенты: профессор кафедры теоретических основ теплотехники СПбГПУ, д-р технических наук, профессор Б.С.Фокин;
 профессор кафедры теплосиловых установок и тепловых двигателей СПбГТУ РП, канд. техн. наук Н.Н. Гладышев

Рекомендовано к изданию Редакционно-издательским советом Санкт-Петербургского государственного технологического университета растительных полимеров в качестве учебного пособия.

- © Готовский М.А., 2007
- © ГОУ ВПО Санкт-Петербургский государственный технологический университет растительных полимеров, 2007

ВВЕДЕНИЕ

Рост населения земного шара и развитие экономики, удовлетворяющей его растущие потребности, приводит к интенсивному увеличению энергопотребления. Известно, что наиболее освоенными и широко используемыми источниками энергии на Земле в настоящее время являются: полезные ископаемые органического происхождения (нефть, природный газ и каменный уголь), в совокупности удовлетворяющие современные потребности человечества в энергии приблизительно на 70%. Кроме того, используются источники гидравлической энергии (пригодные для этой цели реки и другие водоемы) и возобновляемые источники энергии органического (биологического) происхождения (древесное топливо и продукты переработки растений – этанол, биодизель, и т.д.).

Однако запасы полезных ископаемых довольно ограничены и распределены на Земле весьма не равномерно. Органическое топливо практически является невозполнимым и его запасов хватит в историческом масштабе лишь на весьма ограниченный срок. Это прежде всего относится к нефти и газу. Наиболее значительны запасы каменного угля, которых может хватить на несколько столетий. Однако их использование еще более обострит проблему загрязнения окружающей среды.

Возобновляемые источники энергии биологического происхождения недостаточно калорийны и их широкое использование для удовлетворения существующих сегодня потребностей также может привести к экологическим проблемам.

Кроме того, все методы получения энергии, связанные с сжиганием топлива, приводят к значительному расходу кислорода и выбросам углекислого газа, что грозит существенным изменением климата земли, связанного с «парниковым эффектом». Для координации борьбы с этой опасностью был подписан так называемый Киотский протокол, который требует от промышленно развитых стран постепенного снижения выброса углекислого газа в атмосферу.

Что касается возможности использования энергии водоемов, то они также весьма ограничены и сопряжены с негативным влиянием на экологию. Практически не могут существенно снизить потребление органического топлива также ветро- и гелиоэнергетика.

Поэтому в настоящее время все большее количество специалистов полагают, что после некоторого застоя в атомной энергетике, который наблюдался в течение последних 20 лет и был в значительной степени связан с деятельностью защитников окружающей среды (т.н. «зеленых»), она снова становится наиболее перспективным направлением для развития энергосистем в ближайшем обозримом будущем. При этом наряду с экономией органического топлива и отсутствием потребления кислорода на ведущее место становится отсутствие генерации углекислого газа при работе атомных электростанций (АЭС). Все это перевешивает опасения, связанные с использованием радиоактивных материалов, как топлива ядерных

энергетических установок и трудности в разрешении проблемы ядерных отходов. Перспективность ядерной энергетики, несмотря на последствия Чернобыльской трагедии, становится с каждым годом все более очевидной благодаря результатам исследований, проводимым в ведущих ядерных странах. Результаты этих исследований убедительно свидетельствуют, что создание достаточно надежных энергетических установок на ядерном топливе сегодня вполне реально.

Важным направлением развития ядерной энергетики в России как и в ряде других стран в последние годы становится разработка качественно новых подходов в обеспечении безопасности атомных станций и создание на базе этих подходов ядерных установок для теплоснабжения крупных населенных пунктов, таких как города с численность населения от 500 тыс. человек населения и выше. Создание двух таких станций в середине 80-х годов в СССР под Нижним Новгородом и Воронежем, уже было близко к завершению, когда волна антиядерных настроений после Чернобыльской аварии 1986 года остановила их строительство. Используемые в этих проектах свойства самозащитенности реакторов и пассивные системы и средства безопасности составляют на сегодняшний день основу безопасности новых поколений станций 21-го столетия во всем мире. В свое время (в 1988 году) детальное изучение этого проекта экспертами из 13 стран подтвердило высокую безопасность установок, получивших название атомных станций теплоснабжения (АСТ). Общая концепция АСТ была разработана в 1975-1978 гг., и первоначальный срок пуска блоков намечался на 1985 г.

Другим важным направлением атомной энергетики может стать масштабное производство водорода как топлива, что позволит добиться значительной экономии органического топлива и снижения загрязнения окружающей среды.

Одновременное развитие трех упомянутых направлений позволило бы обеспечить комплексное решение задачи снижения зависимости человечества от постепенно иссякающих запасов органического топлива и улучшения экологического состояния биосферы.

1. КРАТКИЙ ОБЗОР ФИЗИЧЕСКИХ ОСНОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ ДЛЯ ГЕНЕРАЦИИ ТЕПЛА НА АЭС

Хотя данное пособие посвящено в основном энергетическим аспектам проблемы использования ядерных реакторов, т.е. реактор может в нем рассматриваться лишь как некоторый источник теплоты, представляется полезным кратко остановиться на ряде принципиальных особенностей, присущих использованию энергии ядерных реакций. Это будет сделано в настоящем разделе. Уровень изложения вопросов физики внутриреакторных процессов практически не требует знаний, выходящих за пределы школьного курса.

1.1. Стрoение вещества

Как известно, все вещества состоят из молекул, которые представляют собой сложные комплексы взаимодействующих атомов. В состав молекул входят атомы различных химических элементов. Химические элементы состоят из атомов одного типа. Атом - мельчайшая частица химического элемента - состоит из "тяжелого" ядра и вращающихся вокруг него электронов. Если элемент находится в твердом состоянии, то атомы образуют некоторые регулярные структуры, а для металлов они, кроме того, лишаются части электронов, которые образуют так называемый «электронный газ», обеспечивающий высокие значения электрической и тепловой проводимости.

Ядра атомов образованы совокупностью положительно заряженных протонов и нейтральных нейтронов. Эти частицы, называемые нуклонами, удерживаются в ядрах короткодействующими силами притяжения, возникающими за счет обменов мезонами - частицами меньшей массы.

Ядро элемента X обозначают как ${}^A_Z X$ или $X-A$, например уран $U-235$ или ${}^{235}_{92}U$, где Z - заряд ядра, равный числу протонов, определяющий атомный номер ядра, A - массовое число ядра, равное суммарному числу протонов и нейтронов. Число Z определяет положение элемента в периодической системе. Ядра элементов с одинаковым числом протонов, но разным числом нейтронов называются изотопами (например, уран имеет три изотопа $U-233$, $U-235$ и $U-238$); ядра, имеющие одно и то же N , но различные значения Z называются изобарами.

1.2. Ядерные реакции

Ядра водорода, протоны, а также нейтроны, электроны (при рассмотрении ядерных реакций, называемые бета-частицами) и одиночные ядра гелия (называемые альфа-частицами), могут существовать автономно вне ядерных структур. Такие ядра, которые иногда условно называют также элементарными частицами, двигаясь в пространстве и приближаясь к ядрам на расстояния порядка поперечных размеров ядер, могут взаимодействовать с ядрами. При этом частицы либо могут захватываться ядрами, либо после столкновения менять направление движения, отдавая ядру часть своей кинетической энер-

гии. Такие акты взаимодействия называются ядерными реакциями. Реакция без проникновения внутрь ядра называется упругим рассеянием по аналогии со столкновением макроскопических упругих механических объектов.

После захвата частицы составное ядро находится в так называемом возбужденном состоянии. "Освободиться" от возбуждения ядро может несколькими способами - испустить какую-либо другую частицу и гамма-квант, либо разделиться на две неравные части. Соответственно конечным результатам различают реакции - захвата, неупругого рассеяния, деления, ядерного превращения с испусканием протона или альфа-частицы. Дополнительная энергия, освобождаемая при ядерных превращениях, часто имеет вид коротковолнового электромагнитного гамма-излучения, которое рассматривается как корпускулярный поток гамма-квантов. Вероятность реакции характеризуется величиной "поперечного сечения" реакции данного типа σ .

1.3. Радиоактивность

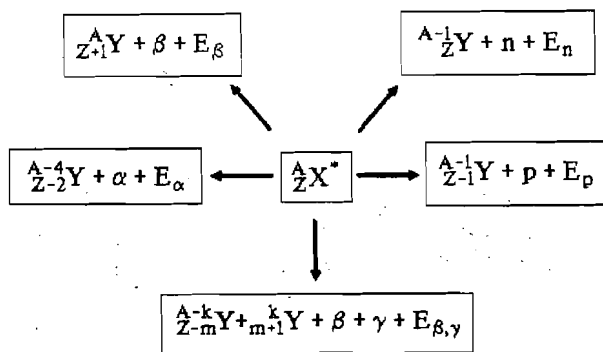
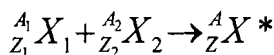
Радиоактивность была открыта всего лишь примерно 100 лет тому назад. В 1896 году, на следующий год после открытия рентгеновских лучей, А. Беккерель обнаружил некие ранее не известные лучи, засвечивавшие фотопластинки. Знаменательно, кстати, что в качестве источника излучения были использованы соли урана, элемента, разговоры о котором сейчас едва ли не самая популярная в мире тема. Позднее было установлено, что радиоактивность - это свойство испускать потоки заряженных альфа-, бета- и нейтральных гамма-частиц. Усилиями многих ученых было обнаружено, что альфа-частицы представляют собой ядра гелия, бета-частицы - электроны, а гамма-частицы - поток квантов коротковолнового электромагнитного излучения. Было выяснено, что многие вещества являются естественными излучателями частиц, из которых некоторые, как например радий, оказались очень интенсивными источниками радиации.

Различные комбинации нуклонов в ядрах управляются законами ядерных взаимодействий. Взаимное положение и движения внутри ядер связаны с проявлением короткодействующих ядерных сил, которые обеспечивают существование ядра. Энергия связи в расчете на один нуклон, определяющая стабильность ядра может быть больше или меньше для ядер различного состава. Известно, что существует некоторая зависимость между числом протонов и нейтронов в ядрах, в рамках которой реализуется стабильность ядер. Эта зависимость для устойчивых ядер имеет вид:

$$Z = A / (1,98 + 0,015 A^{2/3}).$$

Из этой формулы следует, что при малых массовых числах $1 < A < 10$ число протонов, определяемое атомным номером - числом Z , примерно равно числу нейтронов, а при больших массовых числах $A \gg 10$ число протонов растет как корень кубический из числа A . Отклонение от этой "линии устойчивости ядер", избыток числа нуклонов приводит к тому, что ядра атомов претерпевают радиоактивные превращения, стремясь уменьшить степень отклонения и перейти к более стабильной конфигурации нуклонов.

Различные виды радиоактивных превращений можно описать следующим выражением:



где X^* - составное ядро, $A=A_1+A_2$, $Z=Z_1+Z_2$, E - выделенная энергия. Дочерние продукты радиоактивных процессов могут также претерпевать распад - так возникают цепочки радиоактивных превращений. Важной разновидностью радиоактивных превращений является т.н. спонтанное деление тяжелых ядер, открытое Флеровым и Петржаком в 1942 году. Радиоактивный распад - процесс статистический, т.е. управляемый вероятностными законами. Однако, в среднем, за времена большие, чем характерные времена внутренних процессов - это явление можно рассматривать как детерминированное. Так, можно записать уравнение радиоактивного распада в форме

$$\frac{dA_i}{dt} = -\lambda_i A_i,$$

решение этого уравнения имеет вид

$$A_i(t) = A_i(0)\exp(-\lambda_i t),$$

где A_i - число ядер изотопа A_i в единице объема,
 λ_i - константа радиоактивного распада изотопа A_i .

Величина λ_i определяет другую, часто используемую характеристику радиоактивного распада изотопов - период полураспада $T_{1/2}$: $T_{1/2} = 0,693/\lambda$ - время, в течение которого количество вещества за счет радиоактивного распада уменьшается в два раза. Интенсивность радиоактивного распада измеряется в единицах, называемых "**беккерель**" (1 Бк = 1 распад / 1 сек). Важная единица интенсивного радиоактивного распада - кюри (1 кюри = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк = 37 ГБк).

1.4. Деление ядер

Деление тяжелых ядер происходит при захвате нейтронов. При этом испускаются новые частицы и освобождается энергия связи ядра, передаваемая осколкам деления (см. рис. 1).

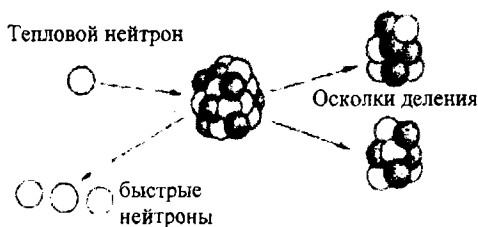


Рис. 1. Схема деления ядер урана-235.

Открытие этого фундаментального явления в конце 30-х годов XX века немецкими учеными Ганом и Штрассманом заложило основу для практического использования ядерной энергии.

Ядра тяжелых элементов - урана, плутония и некоторых других интенсивно поглощают тепловые нейтроны (энергия которых одного порядка с энергией теплового движения газовых молекул. После акта захвата нейтрона, тяжелое ядро с вероятностью $\sim 0,8$ делится на две неравные по массе части, называемые осколками или продуктами деления. При этом испускаются быстрые нейтроны (в среднем около 2,5 нейтрона на каждый акт деления), отрицательно заряженные бета-частицы и нейтральные гамма-кванты, а энергия связи частиц в ядре преобразуется в кинетическую энергию осколков деления, нейтронов и других частиц. Эта энергия затем расходуется на тепловое возбуждение составляющих вещество атомов и молекул, т.е. на разогревание окружающего вещества.

После акта деления ядер рожденные при делении осколки ядер, будучи нестабильными, претерпевают ряд последовательных радиоактивных превращений и с некоторым запаздыванием испускают "запаздывающие" нейтроны, большое число альфа, бета и гамма-частиц. С другой стороны некоторые осколки обладают способностью интенсивно поглощать нейтроны. Дифференциальное уравнение превращений осколков деления можно записать в виде:

$$dA_i / dt = -\lambda_i A_i + Q(t) \chi_i - A_i \sigma_i \psi + \sum_k \lambda_k A_k,$$

где A_i - число ядер изотопа i в единице объема;

$Q(t)$ - число актов деления в единице объема в единицу времени в момент t ;

χ_i - выход изотопов A_i в акте деления;

λ_i - константа радиоактивного распада изотопа A_i ;

ψ - плотность потока нейтронов;

σ_i - сечение поглощения нейтронов ядрами изотопа A_i ;
 λ_i - константа перехода k -го изотопа в i -тый.

Таблица 1. Характеристики некоторых радионуклидов и продуктов деления урана-235

Имя нуклида	Период полураспада T , дни	Выход при делении, %	Количество радиоактивности в реакторе мощностью 3412 МВт, работающего три года, млн. Кюри
Изотопы иода			
иод-131	8,04	2,88	87
иод-132	0,095	4,30	130
иод-133	0,866	6,70	180
иод-135	0,276	6,55	170
Благородные газы			
криптон-85	3,95	1,30	0,66
криптон-85м	0,187	1,30	32
криптон-87	0,053	2,56	57
криптон-88	0,119	3,64	77
ксенон-133	5,25	6,7	180
ксенон-135	0,378	6,55	38
Изотопы цезия			
цезий-134	753	7,81	13
цезий-137	11000	6,23	6,5
Другие осколки деления			
стронций-90	10300	5,94	

Для решения этой системы уравнений нужно задать начальные условия, знать схемы и константы всех радиоактивных переходов. Суммируя по группам изотопов, имеющих тот или иной тип радиоактивности, можно определить интенсивность радиоактивного распада в функции времени. Некоторые результаты таких расчетов приведены в таблице 1, где даны характеристики осколков деления, а также радиоактивность различных изотопов для реактора ВВЭР-1000 (тепловая мощность 3412 МВт).

Наиболее значимыми осколками деления являются Kr, Cs, I, Xe, Ce, Zr и некоторые другие.

Большой практический интерес представляют данные об активности топливных элементов после некоторой выдержки их вне реактора, поскольку они достаточно длительное время после выгрузки хранятся в специальных бассейнах на станциях. Дело в том, что осколки деления обладают значительной радиационной способностью. Так, 1 грамм осколков деления обладает активностью $\sim 0,3$ Кюри. Эта активность медленно уменьшается по закону

$$E = 2,66 \cdot t^{-1,2} \text{ MeV/дел.с, где } t - \text{ время в с.}$$

1.5. Размножение нейтронов

Основой самоподдерживающейся цепной реакции деления ядер является размножение нейтронов. Цикл размножения нейтронов начинается с акта захвата нейтрона ядром тяжелых (U-235, Pu-239 и других "делящихся") элементов. Интенсивность захватов, т.е. число актов захватов нейтронов в единице объема в единицу времени есть $n\nu\rho\sigma_c$,

где n - плотность нейтронов,

ν - их скорость,

ρ - плотность ядер поглотителя,

σ_c - вероятность поглощения нейтрона, т.н. **сечение поглощения**, то есть сечения, попадание частицы в которое обеспечивает прохождение соответствующей реакции.

Индекс c означает "capture", т.е. захват.

Величина $n\nu = \Psi$ - называется потоком нейтронов,

а величина $\rho\sigma_c = \Sigma_c$ - макроскопическим сечением поглощения.

При каждом акте деления ядер тяжелых "делящихся" элементов испускается 2-3 новых, "быстрых" нейтрона. Это число обозначают ν_f . Пересчитывая на один акт захвата нейтрона, это число следует умножить на вероятность σ_f деления относительно деления и радиационного захвата, т.е. отношение σ_f и $\sigma_c + \sigma_f = \sigma_t$. Произведение $\nu_f \cdot \sigma_f / \sigma_c$ обозначают ν_c . Это число вторичных быстрых нейтронов в расчете на один акт захвата нейтрона ураном-235, равно примерно двум. Учитывая, что топливо реакторов содержит большую долю неделящегося изотопа урана-238, число новых нейтронов на один акт захвата в уране топлива составляет

$$v_c \frac{\Sigma_{c235}}{\Sigma_{cu}} = \eta,$$

где $\Sigma_{cu} = \rho_{235} \Sigma_{c235} + \rho_{238} \Sigma_{c238}$.

Число новых нейтронов, родившихся в единице объема топлива в единицу времени есть

$$\eta \psi \Sigma_{cu}.$$

Эти нейтроны сталкиваясь с ядрами окружающего топлива могут произвести дополнительные акты деления ядер топлива. Этот эффект называют "размножением на быстрых нейтронах" и связанный с ним рост числа нейтронов обозначают буквой μ . Далее нейтроны, сталкиваясь с ядрами замедлителя, теплоносителя и конструктивных элементов, теряют свою энергию, то есть "замедляются". При этом некоторая их доля поглощается (без деления) на резонансах сечения поглощения тяжелых элементов и не участвует в дальнейших реакциях, а некоторая диффундирует во внешнее пространство и в результате также теряется. Долю нейтронов "избежавших резонансного захвата" обозначают через ϕ , а долю избежавших "утечки" при замедлении — через $W(K\tau)$. Тогда число "замедлившихся" нейтронов в единицу времени в единице объема, ставших "тепловыми", т.е. потерявших свою исходную энергию ($\sim 2 \text{ Mev}$), выражается формулой

$$\eta \mu \phi W(K\tau),$$

где K - геометрический параметр, τ - так называемый "возраст" нейтронов. Эти нейтроны, "диффундируя" в среде, могут потеряться за счет утечки и поглощения в материалах активной зоны. Долю нейтронов, избежавших утечки при диффузии в тепловой области энергии ($\sim kT \text{ ev}$) обозначают через $W(KL^2)$, а долю нейтронов, поглощенных в тяжелых элементах относительно полного поглощения во всех материалах активной зоны, через θ_c . Таким образом, число нейтронов, прошедших весь нейтронный цикл в расчете на один нейтрон, поглощенный в тяжелых элементах, т.е. прошедших цикл размножения, замедления и диффузии в тепловой области, будет равно

$$\eta \mu \phi \theta_c W(K\tau) W(KL^2) = k_{\text{eff}}.$$

Произведение $\eta \mu \phi \theta_c = k_{\infty}$ называют коэффициентом размножения нейтронов в бесконечной среде, а $k_{\infty} W(K\tau) W(KL^2) = k_{\text{eff}}$ - эффективным коэффициентом размножения нейтронов в конечной среде.

1.6. Реактивность

Реактор называется критическим, если число новых нейтронов при каждом акте их захвата ядрами урана, избежавших резонансного захвата в уране-238 и утечки из реактора при замедлении и диффузии, равно числу поглощенных. Это состояние соответствует равенству $k_{\text{eff}} = 1$. Величина

$(1-k_{\text{eff}})/k_{\text{eff}} = r$ называется **реактивностью**. При $r > 0$ эта величина определяет темп разгона реактора.

Более подробное изложение нейтронной кинетики не входит в задачи данного пособия. Тем не менее, отметим один важный фактор, влияющий на динамику реактора. Это нестационарное отравление ксеноном. Ксенон-135, накапливающийся в твэлах в процессе работы, обладает аномально высоким сечением поглощения тепловых нейтронов, которое на 4 порядка превышает эту величину для урана-235. Ксенон-135 является продуктом радиоактивного распада йода-135. При длительной работе реактора на постоянном уровне мощности устанавливается стационарный уровень отравления, который компенсируется системой СУЗ. Однако, в нестационарных условиях рассматриваемый фактор оказывает серьезнейшее влияние на динамику реактора, ограничивая допустимые скорости изменения мощности. После полного выключения или глубокого снижения мощности реактор через 6-8 часов попадает в так называемую *iodную яму*, вывод реактора из которой достаточно сложен. Этот фактор, как будет видно из информации, изложенной ниже, сыграл существенную роль в развитии аварии на Чернобыльской АЭС.

2. НЕКОТОРЫЕ ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ ОБ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЯХ

Атомная электростанция (АЭС) - электростанция, в которой атомная (ядерная) энергия преобразуется в электрическую. Генератором энергии на АЭС является атомный реактор. Тепло, которое выделяется в реакторе в результате цепной реакции деления ядер ряда тяжёлых элементов (преимущественно урана 235), преобразуется в электрическую энергию.

Описанный выше механизм ядерной реакции относится лишь к реакторам на тепловых нейтронах, которые сейчас составляют абсолютное большинство. Наряду с ними возможны реакторы, в которых замедлитель отсутствует, и деление происходит на быстрых нейтронах.. Их в настоящее время работает очень немного. Более подробно о них будет рассказано ниже.

В принципе возможно также использование ядерной энергии, выделяющейся за счет реакции синтеза легких элементов. Реакторы такого типа носят название термоядерных. В качестве ядерного топлива в них используются изотопы водорода дейтерий и тритий.

Но это направление, за исключением создания водородной бомбы, пока не привело к результатам, которые могли бы оказать практическое влияние на реальную жизнь. Разработка таких устройств находится в стадии полупромышленного эксперимента.

2.1. Ядерный реактор

Ядерный реактор - это техническая установка, в которой осуществляется самоподдерживающаяся цепная реакция деления тяжелых ядер с осво-

бождением ядерной энергии. Ядерный реактор состоит из активной зоны и отражателя, размещенных в защитном корпусе. Активная зона содержит ядерное топливо в виде топливной композиции в защитном покрытии и замедлитель. Топливные элементы обычно имеют вид тонких стержней. Они собраны в пучки и заключены в чехлы. Такие сборные композиции называются сборками или кассетами.

Общая схема отвода тепла от реактора выглядит следующим образом. Вдоль топливных элементов движется теплоноситель, который воспринимает тепло ядерных превращений. Нагретый в активной зоне теплоноситель движется по контуру циркуляции за счет работы насосов либо под действием

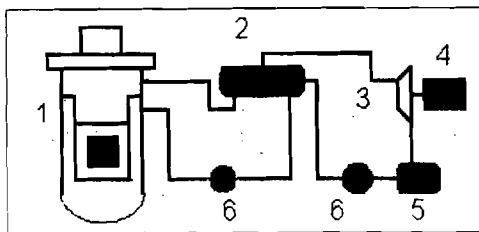


Рис.2. Простейшая схема конденсационной двухконтурной АЭС: 1-реактор, 2-парогенератор, 3-паротурбинная установка, 4-генератор, 5-конденсатор, 6-насос

сил Архимеда и, проходя через теплообменник, либо парогенератор, отдает тепло теплоносителю внешнего контура. Перенос тепла и движения его носителей можно представить в виде наиболее простой схемы (двухконтурной АЭС), изображенной на рис.2.

Однако, такая схема носит лишь иллюстративный характер и на практике, как будет видно из дальнейшего, схема теплоотвода для ряда типов реакторов может отличаться от изображенной на рис.2.

2.2. Топливный цикл

Для ядерных реакторов вводится понятие топливного цикла. Топливный цикл – это комплекс операций на предприятиях ядерной энергетики, таких как добыча и переработка руды, обогащение урана изотопом U-235, приготовление ядерного топлива, фабрикация топливных элементов и сборок, переработка выгоревшего топлива, захоронение радиоактивных отходов.

2.3. Топливо

Топливом ядерных реакторов является либо естественный уран, в котором концентрация урана-235 составляет 0,7 %, либо "обогащенный" уран, т.е. уран, в котором концентрация изотопа урана-235 достигает 2,3,4 или более процентов. Обогащение урана изотопом U-235 до высоких концентраций осуществляется на специальных заводах за счет использования различия масс изотопов урана в аппаратах газовой диффузии или с использованием центрифуг. В типичном топливе реакторов уран-235 содержится в форме окиси урана UO₂. Таблетки спеченной окиси урана диаметром 9-10 мм обычно заключаются в герметичную цилиндрическую защитную оболочку из циркониевого сплава.

2.4. Теплоносители реакторов

Теплоноситель служит для отвода тепла из активной зоны реактора. Наибольшее распространение в энергетических реакторах получила вода, которая благодаря своей высокой теплоемкости позволяет иметь минимальный расход теплоносителя. Однако, ее недостатком является то, что при высоких температурах ее можно использовать лишь при высоком уровне давления. В наиболее распространенных водо-водяных реакторах вода в активной зоне реактора нагревается и, циркулируя по контуру под действием насосов, отдает тепло в парогенераторах воде второго контура, пар которой направляется в турбины, где его тепловой потенциал используется для совершения работы вращения электрогенератора. В кипящих водо-водяных или графитовых реакторах пар генерируется непосредственно в активной зоне и после сепарации, отделения капель влаги, направляется в турбины, где срабатывается его потенциал. В реакторах на быстрых нейтронах обычно используется в качестве теплоносителя жидкий натрий, циркулирующий по контуру под давлением 5-8 атм.

2.5. Замедлители нейтронов в реакторах

Возможны три способа использования нейтронов, образующихся в результате расщепления ядер урана-235 для поддержания цепной реакции. Они определяются ядерно-физическими характеристиками процессов, протекающих в активной зоне. В большинстве энергетических реакторов используются так называемые «тепловые» нейтроны. Смысл этого названия состоит в том, что кинетическая энергия исходных нейтронов должна быть снижена до уровня, который соответствует обычным газовым молекулам. Для этого служат среды, называемые замедлителями. Нейтроны замедляются за счет столкновений с элементами структуры замедлителей. В энергетических реакторах замедлителями служат простая или тяжелая вода D_2O или графит. Существуют также реакторы на «быстрых» нейтронах, для которых замедлитель не нужен.

2.6. Типы атомных электростанций

Принципиально возможны многочисленные типы ядерных реакторов. В таблице 2 показаны целесообразные (+) и нецелесообразные (-) сочетания замедлителя и теплоносителя.

Таблица 2. Возможные сочетания теплоносителя и замедлителя

Замедлитель	Теплоноситель			
	H_2O	Газ	D_2O	Жидкий металл
H_2O	+	-	-	-
Графит	+	+	-	-
D_2O	+	+	+	-
Отсутствует	-	+	-	+

Все реакторы можно классифицировать по **назначению**:

энергетические (основное требование к таким реакторам – обеспечение экономичности термодинамического цикла для АЭС);

исследовательские (получение пучков нейтронов с определенной энергией);

транспортные (требуют высоких показателей компактности, маневренности);

промышленные (для наработки плутония, низкотемпературные, работают в форсированном режиме);

многоцелевые (например, для выработки электроэнергии и опреснения морской воды);

по виду замедлителя :

легководные (они наиболее компактны);

графитовые (в расчете на единицу мощности имеют наибольшие размеры);

тяжеловодные (несколько меньших размеров по сравнению с графитовыми);

по виду теплоносителя :

легководные (они являются наиболее распространенными);

газоохлаждаемые (также достаточно широко распространены);

тяжеловодные (применяемые редко и только там, где замедлитель тоже тяжелая вода);

жидкометаллические (используются в реакторах на быстрых нейтронах);

по энергетическому спектру нейтронов :

на тепловых нейтронах (они являются наиболее освоенными, требуют наименьшей удельной загрузки ядерного топлива по делящемуся изотопу);

на быстрых нейтронах (так называемые «быстрые реакторы» предназначены наряду с выработкой электроэнергии также и для воспроизводства ядерного топлива);

на промежуточных нейтронах (только в специальных исследовательских установках);

по структуре активной зоны :

гетерогенные (все работающие в настоящее время реакторы);

гомогенные – реакторы, в которых теплоноситель и ядерное топливо образуют гомогенную смесь (пока находятся в стадии исследования и отдельных опытных образцов).

Атомные станции могут быть конденсационными электростанциями (АКЭС) и теплоэлектроцентралями (АТЭЦ). Подобные станции составляют подавляющее большинства ныне действующих АЭС в странах бывшего СССР. Атомная энергия может использоваться также исключительно для целей теплоснабжения: атомные станции промышленного теплоснабжения (АСТП). Такие станции уже имеются в ряде стран дальнего зарубежья.

Разработка АСТП в период существования СССР стала весьма специфическим этапом в развитии ядерной энергетики, поскольку в них был осуществлен принципиально новый подход в обеспечении более высокого уровня безопасности.

Топливом для АЭС является ядерное топливо, содержащееся в тепловыделяющих элементах (ТВЭлах), которые объединены в тепловыделяющие

сборки (ТВС). Для современных мощных реакторов загрузка составляет от 40 до 190 тонн. Особенность процесса в том, что масса выгружаемых после обработки определенного срока ТВС такая же, как и масса свежезагружаемых. Происходит лишь частичная замена ядерного горючего на продукты деления. Выгружаемое из реактора топливо имеет все еще значительную ценность. Поэтому для АЭС расход ядерного горючего не является характерной величиной, а степень использования внутриядерной энергии характеризуется глубиной выгорания.

Особенностью современной ядерной энергетики, связанной с использованием реакторов на тепловых нейтронах, является применение урана, обогащенного изотопом U-235. В природном уране его всего 0,7%. В ядерных реакторах на тепловых нейтронах обогащение составляет 2,0-4,4%. При этом соответствующие предприятия выдают наряду с обогащенным ураном также и отвалный уран, содержащий U-235 в существенно меньшем количестве, чем природный. Отвалный, так же как и природный уран, может быть использован в реакторах на быстрых нейтронах, в которых достигается глубокое (более полное) использование уранового топлива, включая и отвалный уран и в реакторах на тяжелой воде.

Коренное различие в подходе к анализу тепловой экономичности ТЭС и АЭС заключается в том, что для ТЭС она зависит от реализации в цикле теплоты всего сожженного органического топлива, непрерывно поступающего в камеру сгорания, а для АЭС – от реализации в цикле теплоты, выделившейся в процессе деления незначительной части ядерного горючего, загружаемого в активную зону.

2.7. Тепловые схемы АЭС

В любой АЭС различают теплоноситель и рабочее тело. Рабочее тело – это среда, совершающая работу, преобразуя тепловую энергию в механическую. Рабочим телом обычно является водяной пар. Контур рабочего тела всегда замкнут и добавочная вода в него поступает лишь в небольших количествах.

На рис.3-5 представлены основные виды тепловых схем АЭС.

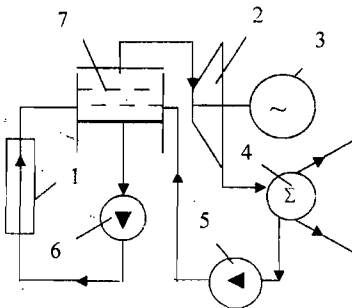


Рис.3. Одноконтурная АЭС:

- 1 – реактор; 2 – паровая турбина;
- 3 – электрогенератор; 4 – конденсатор;
- 5 – питательный насос; 6 – циркуляционный насос; 7 – парогенератор

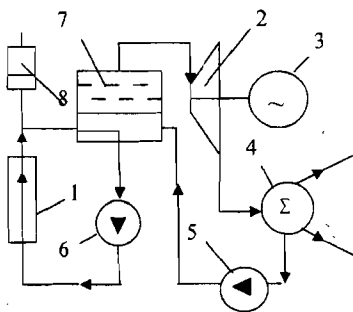


Рис. 4. Двухконтурная АЭС:

- 1 – реактор; 2 – паровая турбина;
3 – электрогенератор; 4 – конденсатор;
5 – питательный насос; 6 – циркуляционный насос; 7 – парогенератор;
8 – компенсатор объема

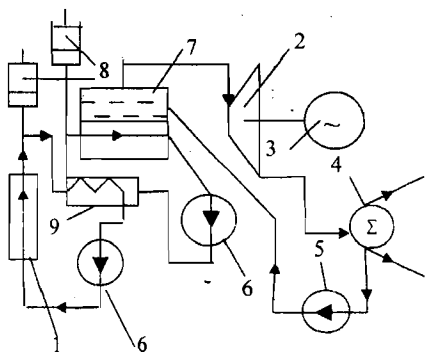


Рис. 5. Трехконтурная АЭС:

- 1 – реактор; 2 – паровая турбина;
3 – электрогенератор; 4 – конденсатор,
5 – питательный насос; 6 – циркуляционный насос; 7 – парогенератор;
8 – компенсатор объема; 9 – промежуточный теплообменник

Теплоноситель на АЭС прежде всего предназначен для отвода тепла, выделяющегося на реакторе. В некоторых случаях он одновременно является и рабочим телом энергетической установки. Для предотвращения отложений на тепловыделяющих элементах необходима высокая чистота теплоносителя. Поэтому для него также необходим замкнутый контур, тем более, что теплоноситель реактора всегда радиоактивен.

АЭС называется одноконтурной, если контуры теплоносителя и рабочего тела не разделены. Преимущества этой схемы: простота и большая экономичность по сравнению с двух- и трехконтурными. Недостаток – все оборудование работает в радиационно-активных условиях.

АЭС называется двухконтурной, если контуры теплоносителя и рабочее тело разделены. Контур теплоносителя – первый контур, контур рабочего тела – второй. Преимущества: оборудование не работает в радиационно-активных условиях. Недостаток: более низкая экономичность и более высокая сложность по сравнению с одноконтурной.

АЭС называется трехконтурной, если помимо отдельных контуров теплоносителя и рабочего тела присутствует также и промежуточный контур.

Промежуточный контур призван предотвратить опасность выброса радиоактивных веществ в случае, если давление в первом контуре выше, чем во втором и возможно перетекание теплоносителя, вызывающее радиоактив-

ность второго контура в случае, если теплоносители (например, металлический натрий) интенсивно взаимодействуют с паром и водой. Трехконтурные схемы применяются исключительно на АЭС с реакторами на быстрых нейтронах, где в качестве теплоносителя используется жидкий натрий.

При двухконтурной схеме вода является теплоносителем и замедлителем нейтронов. Реакторы, созданные для работы в таких условиях, принято называть водно-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР). Реакторы канального типа, в которых теплоносителем является вода, а замедлителем графит, применяются исключительно на территории бывшего СССР на крупных блоках с турбинами насыщенного пара. Эти реакторы называют реакторами большой мощности канального типа (РБМК). Основные технико-экономические характеристики российских АЭС приведены в табл.3.

Таблица 3. Технико-экономические характеристики российских АЭС

Показатель	ВВЭР- 440	ВВЭР- 1000	РБМК-1000
Мощность блока, МВт	440	1000	1000
Мощность турбогенератора, МВт	220	500	500
Число турбин в блоке, шт	2	2	2
Давление пара перед турбиной, Мпа	4,32	5,88	6,46
КПД (нетто), %	29,7	31,7	31,3

Основные технические характеристики АЭС с реакторами типов ВВЭР и РБМК даны в табл. 3. Стоимость 1 кВт установленной мощности на АЭС с блоками 440 и 1000 МВт в 1,5 – 1,6 раза выше, чем на электростанциях, работающих на органическом топливе, равной мощности, построенных в те же годы. Однако себестоимость электроэнергии на АЭС существенно ниже, чем на ТКЭС (тепловых конденсационных электрических станциях). Поэтому при длительном сроке эксплуатации преимущества АЭС будут проявляться все более существенно. Кроме того, нужно иметь в виду, что экологические требования могут привести также и к удорожанию установленного киловатта мощности на ТЭС за счет дополнительных мероприятий по устранению вредных выбросов, которые значительно больше, чем на АЭС, если последние не оказываются в аварийном режиме.

2.8. Состояние мировой ядерной энергетики

По данным МАГАТЭ к концу 1989 года в мире действовало 426 реакторов с установленной мощностью 318237 МВт.эл, с полной длительностью эксплуатации 5201 реактор-год, в стадии сооружения находилось 93 реакторов с установленной мощностью 76303 МВт.эл. Значительное развитие получили корпусные реакторы с водой под давлением, с кипением и без кипения воды в активной зоне. В некоторых странах доля атомной энергетики в выработке электроэнергии весьма велика.

Лидером в этом отношении является Франция. Доля атомной энергетики в производстве электроэнергии во Франции составляет **около 80%**.

В таблице 3 представлен парк реакторов в мире на начало 1990 года.

Таблица 4. Атомная энергетика на 31 декабря 1989 года

Страна	Число реакторов типа PWR и их установленная мощность в МВт.эл.				Число реакторов всех типов и их установленная мощность в МВт.эл.				Доля энергопроизводства
	действующих		строящихся		действующих		строящихся		
США	73	66305	3	3464	110	98331	3	3464	0,19
Франция	49	49415	9	12245	55	52588	9	12245	0,75
СССР	25	18695	21	17100	46	34230	26	22180	0,17
Япония	17	12521	5	4777	39	29300	12	10629	0,27
ФРГ	14	15497	-	-	24	22716	1	295	0,34
Канада	-	-	-	-	18	12185	4	3524	-
Англия	-	-	1	1188	39	11242	1	1188	0,21
Швеция	3	2630	-	-	12	9817	-	-	0,47
Испания	7	5669	-	-	10	7544	-	-	0,38
Южная Корея	8	6591	2	1900	9	7220	2	1900	-
Бельгия	7	5500-	-	-	-	-	-	-	-
-	7	5500	-	-	0,66	-	-	-	-
ЧСФР	8	3264	6	3336	8	3264	6	3336	0,27
Болгария	5	2585	2	1906	5	2585	2	1906	-
Италия	1	260	-	-	2	1120	-	-	-
Всего:	239	200541	62	55541	426	318237	93	76303	

В атомной энергетике достигнуты высокие коэффициенты использования установленной мощности (КИУМ) в особенности для водо-водяных реакторов (PWR) для которых этот показатель составлял почти 70%. Перейдем теперь к более подробному рассмотрению основных типов АЭС и их оборудования.

3.ВОДО-ВОДЯНЫЕ РЕАКТОРЫ

Мы начинаем наш обзор с водо-водяных реакторов, поскольку их можно рассматривать как основу ядерной энергетики. Отметим, что в данном случае термин водо-водяной означает использование воды как в качестве теплоносителя, так и в качестве рабочего тела. Преимущественное использование водо-водяных реакторов в ядерной энергетике объясняется рядом причин. К ним прежде всего относится то обстоятельство, что вода оказалась наиболее подходящим материалом для ядерных реакторов как в качестве теплоносителя, так и в качестве замедлителя. При этом она не дефицитна и традиционно используется в различных отраслях техники и, в частности, в энергетике. Поэтому ее свойства хорошо изучены. Оказалось также, что вода имеет наивысшую замедляющую способность из реально доступных для этой цели веществ. В сочетании с ее уникальными свойствами как теплоносителя, ее использование позволяет сделать реактор достаточно компактным за счет высокого удельного тепловыделения на единицу объема активной зоны. Кроме того, водо-водяные реакторы обладают высокой устойчивостью и саморегулируемостью благодаря отрицательному температурному коэффициенту реактивности (это означает, что с ростом температуры воды коэффициент реактивности ρ падает, что препятствует самопроизвольному разгону реактора). Важно также, что так называемая «наведенная активность» воды обуславливается короткоживущими нуклидами, что упрощает биологическую защиту и доступ к оборудованию первого контура.

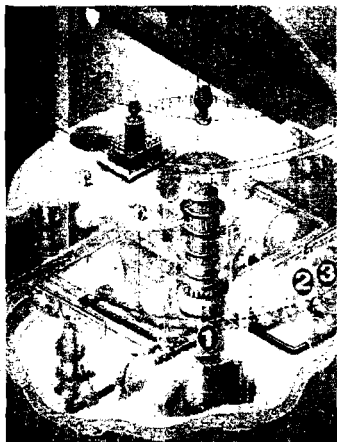
Конечно, наряду с отмеченными преимуществами использование воды сопряжено и с рядом трудностей. Сравнительно высокое поглощение нейтронов водой предопределяет применение лишь обогащенного урана. Отсюда весьма низкий коэффициент воспроизводства. Сильное замедление нейтронов может приводить к локальным неравномерностям энерговыделения и поэтому необходимо добиваться равномерного распределения воды по активной зоне. К этому добавляются известные недостатки воды, которые отмечаются и в традиционной энергетике. Это высокая коррозионная активность и необходимость использовать весьма высокое давление, чтобы получить приемлемое значение максимальной температуры энергетического цикла. Кроме того, надо учитывать ограничения, накладываемые на энергонапряженность возможностью достижения критических тепловых нагрузок.

Использование воды в качестве теплоносителя и рабочего тела позволяет создавать как реакторы с водой под давлением, в которых тепло от активной зоны отводится в однофазном режиме, так и кипящие реакторы, в которых пар генерируется непосредственно в активной зоне.

3.1.Водо-водяные реакторы с водой под давлением (PWR)

Водо-водяные энергетические реакторы без кипения в активной зоне (ВВЭР) далеко опережают по своему количеству все остальные типы реакторов вместе взятые. Они доминируют и в России. Существенно, что на ранней стадии освоения ядерной энергии такие реакторы применялись в

транспортных установках, что привело к накоплению некоторого опыта, который был использован при создании АЭС. Хотя первая в мире атомная станция, запущенная в СССР в 1954 г., имела реактор с графитовым замедлителем (ее мощность была всего 5 МВт), но первая АЭС, имевшая мощность 210 МВт, что позволяло реально использовать ее в энергетической системе (Ново-воронежская АЭС, 1964 г.), была уже типа ВВЭР. Первым серийным реактором этого типа в СССР стал реактор ВВЭР-440 с электрической мощностью 440 МВт. Эти реакторы использовались как в СССР, так и в ряде зарубежных стран (Финляндия, Венгрия, Болгария, и т.д.). Схема реактора



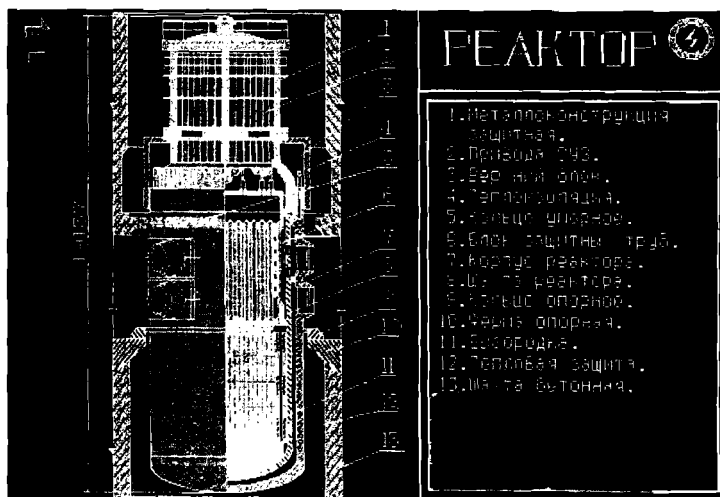
подобного типа приведена на рис.6.

Рис.6. Отечественная энергетическая установка с реактором ВВЭР.

Общий вид:

- 1-реактор; 2-парогенератор;
- 3-циркуляционный насос

Следующим шагом стало создание реактора ВВЭР-1000 для АЭС мощностью 1000 МВт. Этот реактор изображен в разрезе на рис.7. При переходе от ВВЭР-440 к ВВЭР-1000 были увеличены давление в первом контуре с 12,5 до 16 МПа, а рабочее давление во втором контуре с 4,7 до 6,4 МПа



*Рис.7.
Реактор
ВВЭР-1000*

Реакторы ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 – реакторы корпусного типа, активная зона которых с внутрикорпусными устройствами размещены в толсто-стенном цилиндрическом корпусе с верхним фланцевым разъемом. Цилиндрический корпус снабжен двумя рядами патрубков для подвода и отвода теплоносителя (воды первого контура). Вода с давлением 12,5 МПа для ВВЭР-440 и 16 МПа для ВВЭР-1000 подводится в реактор через нижний ряд патрубков, по кольцевому пространству между подвесной шахтой и корпусом реактора (см. рис. 7, поз.7, 8) опускается вниз и после разворота на 180° поступает через нижний блок защитных труб 15 в активную зону 14. В активной зоне (АЗ) вода первого контура нагревается и затем отводится через верхний ряд патрубков. Восходящее движение теплоносителя через АЗ позволяет обеспечить плавный переход к естественной конвекции при отключении ГЦН.

Активная зона реакторов типа ВВЭР набирается из сравнительно плотно упакованных шестигранных ТВС (тепловыделяющих сборок), в которых размещено ядерное топливо. Зазор между ними составляет 2-3 мм и необходим лишь для их установки или выемки в процессе перегрузки. ТВС реактора ВВЭР-440 содержит 127 стержней, а ТВС реактора ВВЭР-1000 – 331 стержень. Сборки ВВЭР-1000 являются бесчехловыми, что способствует перемещению теплоносителя в поперечном сечении АЗ. Тепловыделяющие стержни, содержащие ядерное топливо, называют тепловыделяющими элементами – сокращенно твэлами.

Существенное отличие реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 состоит в системе регулирования и поглощения избыточной реактивности. В реакторе ВВЭР-440 используются подвижные поглощающие сборки, в которых размещены боросодержащие поглощающие элементы (бор является наиболее известным сильным поглотителем тепловых нейтронов). В ВВЭР-1000 используется так называемое кластерное регулирование. В каждой ТВС содержится 312 твэлов и 18 пэлов (поглощающих стержней). Использование кластеров дает целый ряд преимуществ с точки зрения обеспечения большей равномерности энерговыделения в АЗ и улучшения температурного режима СУЗ (системы управления и защиты). Наряду с механической системой регулирования используется так называемое «борное жидкостное регулирование»- регулирование путем борирования воды.

Зарубежные реакторы PWR имеют ряд отличий, хотя основные эксплуатационные характеристики, а также конструктивное оформление и используемые материалы довольно близки.

В западных реакторах используются бесчехловые ТВС квадратной формы. Кроме того размеры реакторных корпусов у них значительно больше, что позволяет понизить энергонапряженность АЗ реактора.

Рассмотренные водо-водяные реакторы соответствуют второму типу в приведенной выше классификации, то есть являются двухконтурными. Нагретая в АЗ вода поступает в парогенератор, где испаряет воду второго контура. Образовавшийся пар направляется в паровую турбину. Мы здесь не будем

рассматривать схему второго контура, поскольку это удобнее сделать совместно с рассмотрением паротурбинной части кипящих реакторов.

3.2. Кипящие водо-водяные реакторы

В кипящих водо-водяных реакторах пар генерируется непосредственно в АЗ и после сепарации влаги направляется в турбину. Отсюда вытекают очевидные преимущества кипящих реакторов.

Во-первых, отсутствует промежуточное звено – парогенератор – дорогостоящий теплообменник с большими поверхностями нагрева.

Во-вторых, исчезает необходимость иметь столь высокое давление в корпусе реактора, чтобы обеспечить давление порядка 6-7 МПа в паротурбинной части.

Эти преимущества приводят к существенному упрощению и снижению капитальных и эксплуатационных затрат.

Однако, имеется ряд обстоятельств, которые до некоторой степени нейтрализуют отмеченные преимущества.

В России кипящие реакторы водо-водяного типа, которые иначе называются корпусными кипящими реакторами (за рубежом используется аббревиатура BWR), не получили распространения, хотя прототип предполагаемой серии таких реакторов мощностью 50 МВт был построен в ядерном центре г.Дмитровграда. Причина была чисто практического характера. В стране не хватало производственных мощностей для

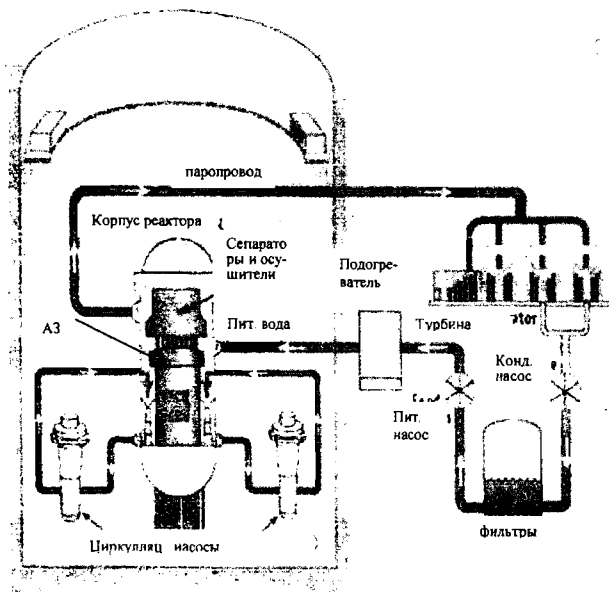


Рис.8. Общая схема АЭС с BWR

обеспечения прочными корпусами как реакторов ВВЭР, так и кипящих реакторов. Поэтому в СССР реализовывалась программа создания канальных кипящих реакторов с графитовым замедлителем, о которых будет сказано ниже. Эта программа была остановлена из-за Чернобыльской аварии.

Однако, за рубежом доля BWR среди атомных электростанций достаточно велика. Схема типичного реактора BWR представлена на рис. 8.

4. РЕАКТОРЫ С ГРАФИТОВЫМ ЗАМЕДЛИТЕЛЕМ

Как уже упоминалось выше реакторы РБМК задумывались как альтернатива корпусным. Реактор был сделан кипящим и одноконтурным. Теплоноситель проходил через активную зону, находясь внутри отдельных каналов, диаметром около 100 мм. каналы эти проходили через графитовые блоки, которые играли роль замедлителя. Графитовый замедлитель был

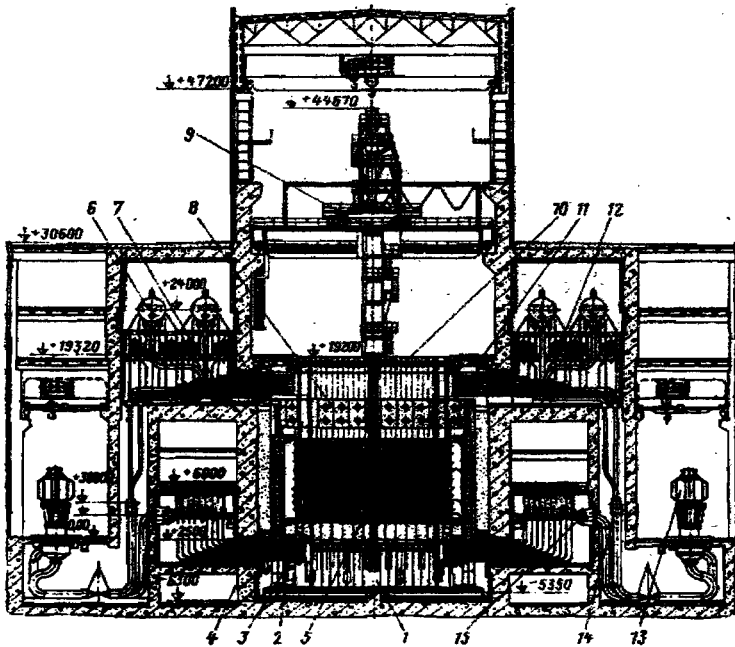


Рис 9. Общий вид реактора РБМК:

- 1 - опорная металлоконструкция; 2 - индивидуальные водяные трубопроводы; 3 - нижняя металлоконструкция; 4 - боковая биологическая защита; 5 - графитовая кладка; 6 - барабан-сепаратор; 7 - индивидуальные пароводяные трубопроводы; 8 - верхняя металлоконструкция; 9 - разгрузочно-загрузочная машина; 10 - верхнее центральное перекрытие; 11 - верхнее боковое перекрытие; 12 - система контроля герметичности оболочек твэлов; 13 - главный циркуляционный насос; 14 - всасывающий коллектор; 15 - напорный коллектор

необходим ввиду малого объема воды в АЗ. В силу свойств графита как замедлителя, размеры АЗ и доля замедлителя значительно больше, чем в водо-водяных реакторах. Благодаря редкой решетке и большому числу параллельных каналов перегрузку топлива в таких графитовых реакторах оказывается возможным проводить на ходу, не снижая мощности. Общий вид реактора РБМК без энергетической части представлен на рис.9.

Реактор размещен в бетонной шахте размером 21,6x21,6x25,5 м. Нижняя плита толщиной 2 м и диаметром 14,5 м состоит из цилиндрической обечайки и двух листов, в которые герметично вварены трубные проходки для топливных каналов и каналов управления.. Весь объем внутри плиты между проходками заполнен серпентинитом, благодаря чему она, являясь биологической защитой, обеспечивает возможность проведения работ в под-реакторном пространстве во время остановки реактора.

На выходе из барабанов-сепараторов (БС) мы имеем насыщенный водяной пар с влажностью не свыше 0,1%. Он поступает в паротурбинную установку на вход ЦВД турбины и далее совершает механическую работу в турбине. При этом для повышения КПД установки используются несколько ступеней регенерации, как то делается и на тепловых электростанциях, использующих органическое топливо.

Однако, помимо этого в тепловой схеме АЭС появляется элемент, который отсутствует в тепловой схеме электростанций на органическом топливе – сепаратор-пароперегреватель (СПП). В нем пар, прошедший ступень высокого давления (ЦВД) сепарируется, а затем перегревается за счет конденсации острого пара, отбираемого из ЦВД. После этого перегретый пар поступает в ступень низкого давления (ЦНД), где завершает расширение и попадает в турбинный конденсатор К. Тепловая схема АЭС с реактором РБМК изображена на рис.10 с использованием традиционных обозначений.

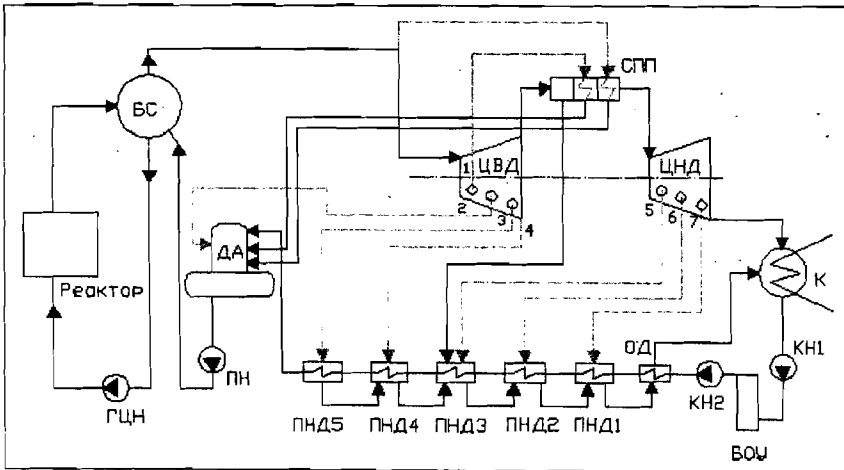


Рис.10. Тепловая схема АЭС с реактором РБМК-1000

5. ТЯЖЕЛОВОДНЫЕ РЕАКТОРЫ

В канадских реакторах CANDU реализована "классическая" схема атомной электростанции с жидким замедлителем, который также является теплоносителем первого контура. В данном случае, это - тяжелая вода, которая находится под высоким давлением с целью повышения температуры насыщения. Это позволяет избежать заметного паросодержания в АЗ. Нагретая тяжелая вода передает в парогенераторе тепло обычной воде, находящейся при более низком давлении. Полученный пар используется в обычном паротурбинном цикле. Избыточное количество теплоты в паре, прошедшем через турбину, отводится в окружающую среду с использованием крупных естественных водоемов (озера, реки или океана).

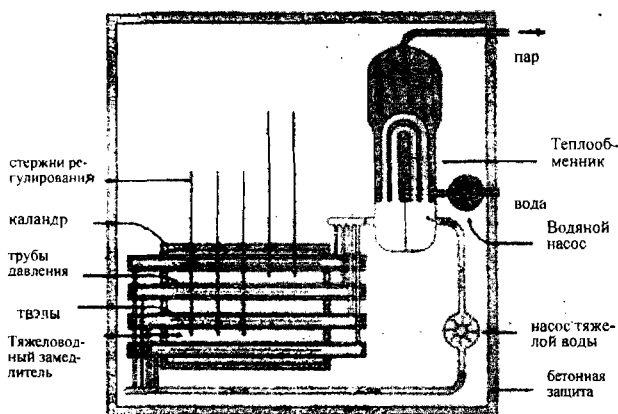


Рис.11. Схема реактора CANDU

Концепция реактора CANDU включает ряд особенностей. В традиционных легководных реакторах (PWR) активная зона реактора имеет один большой сосуд, через который циркулирует вода под давлением, которая также как и в данном случае является замедлителем. Все топливные сборки, формирующие активную зону, находятся в этом объеме воды. Для перезагрузки таких реакторов (например, реакторов ВВЭР) необходим сброс давления и остановка реактора. В отличие от этого в реакторе CANDU сборки ТВЭЛов находятся в своих цилиндрических сосудах высокого давления, или "топливных каналах", изготовленных из специального сплава циркония – циркалоя, который является относительно «прозрачным» для нейтронов. Все эти каналы размещены в общем цилиндрическом сосуде – **каландре**. В пространстве АЗ, ограниченном стенкой каландра и внешними стенками топливных каналов, также находится тяжелая вода, но ее давление существенно ниже, чем внутри отдельных топливных каналов, и поэтому стенки не должны быть столь же

толстыми, как в корпусных реакторах. Большая часть тепла удаляется из АЗ потоком тяжелой воды высокого давления, а дополнительный объем замедлителя - тяжелой воды в полости каландра остается при низком давлении и относительно низкой температуре. Этот основной регулятор обеспечивает необходимые характеристики спектра нейтронов. Кроме того большая теплоемкость замедлителя в полости каландра создает дополнительный сток тепла, что повышает безопасность реактора.

При перегреве ТВС и деформации внутри топливного канала отвод тепла позволяет ослабить рост температуры, что снижает вероятность повреждения технологических каналов, а следовательно, возможность аварии. Кроме того, вследствие использования природного урана в качестве топлива, реактор не может поддерживать цепную реакцию, если геометрия ее оригинальных топливных каналов меняется в значительной степени.

Принятая конструкция позволяет перегружать отдельные сборки без остановки реактора. Чтобы сделать эту задачу проще, каландр устанавливается горизонтально, позволяя использовать две дистанционно управляемые машины. С одного конца загружается свежее топливо, а с другого выгружается отработанное топливо. Из-за меньшего содержания U^{235} меньше топлива будет "сожжено" до того, как концентрация U^{235} окажется слишком низкой для поддержания критичности. Поскольку используемый в реакторе уран не обогащается, то степень утилизации природного урана в реакторах CANDU на 30-40% меньше, чем в современных легководных реакторах.

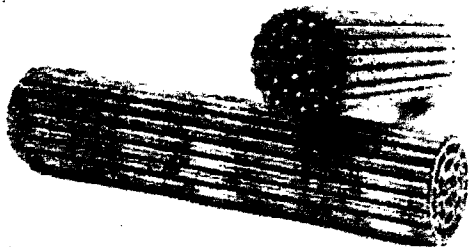


Рис.12. Сборки реактора CANDU

Тепловыделяющие сборки реактора CANDU состоит из набора 28 или 37 стержней и имеют около 50 см в длину и 10 см в диаметре. Интересно заметить, что реактор CANDU является канальным, а не корпусным, и в этом смысле есть некоторая аналогия между ним и РБМК. В частности, это относится к возможности перегрузки сборок без остановки реактора. Но на этом, однако, аналогия заканчивается, поскольку физика этих реакторов существенно отлична друг от друга. В одноконтурном реакторе РБМК происходит генерация пара в АЗ и его использование связано с подачей этого пара в турбину. Схема АЭС с реактором CANDU является двухконтурной.

6. ОБЩИЕ ПРИНЦИПЫ ПОСТРОЕНИЯ ТЕПЛОВЫХ СХЕМ АЭС

Практически все АЭС с водяным теплоносителем имеют турбины на насыщенном паре. Особенностью таких установок является относительно низкая экономичность, связанная с большими расходами пара и рост влажности по ступеням, требующий организации сепарации между цилиндрами.

Вообще говоря, в любых конденсационных паровых турбинах неизбежна работа части турбины на влажном паре. Но если для турбин на перегретом паре эта проблема актуальна лишь для последних ступеней, то в нашем случае на влажном паре работают все ступени турбины. Как показывают расчеты, внутренний КПД турбины из-за этого понижается на 8-10% по сравнению с турбиной на перегретом паре.

Влажность пара отрицательно влияет на работу турбины, вызывая эрозию лопаток. С этим борются при помощи внешних турбинных сепараторов, которые устанавливаются между корпусами турбины, а также внутритурбинных сепараторов, отводящих влагу, отбрасываемую за счет центробежных сил на корпус. Но наиболее эффективен вывод влаги через отборы турбины.

После вышеизложенного встает вопрос, почему бы не использовать в рассматриваемых установках перегретый пар. Беда в том, что в нашем распоряжении не имеется эффективного средства перегрева. В реакторах с водой под давлением располагаемый перепад температуры между водой первого контура и температурой насыщения второго контура слишком мал, чтобы обеспечить эффективный перегрев пара. Например, разность эта составляет для реакторов ВВЭР всего порядка 20 К.

Максимальный уровень температуры в водоохлаждаемой АЗ лимитирован физическими и коррозионно-химическими требованиями. Поэтому максимальная температура в первом контуре современных реакторов с водой под давлением практически одинакова во всех используемых в мире реакторах. Заметного повышения этой температуры можно добиться лишь при сверхкритическом давлении. Однако, если при этом сохранить современные конструктивные решения, то обеспечение прочности корпуса будет весьма сложным и дорогостоящим делом.

В одноконтурных установках перегретый пар можно получить лишь в результате так называемого ядерного перегрева, то есть часть активной зоны должна охлаждаться сухим паром. Такие проработки, в принципе, проводились. На Белоярской АЭС испытывался прототип подобного реактора, однако получить результаты, оправдывавшие бы его тиражирование, не удалось.

Все четыре типа рассмотренных водоохлаждаемых реакторов работают по близкой схеме. Пар генерируется или в парогенераторе второго контура, обогреваемого водой первого контура, или непосредственно в активной зоне. В любом случае пароводяная смесь попадает в сепарационное устройство. Это или гравитационные сепараторы (СССР-Россия) или центробежные сепараторы, которые доминируют в западных конструкциях. После сепарации пар, влажность которого ограничивается величинами 0,5% для двухконтурных установок и 0,1% для одноконтурных, направляется в турбину.

После достижения давления в ЦВД турбины, которое называется разделительным (влажность пара при этом порядка 13-15%), пар направляется в сепаратор-пароперегреватель (СПП). В его сепарационной части влага отделяется, а насыщенный пар перегревается конденсатом пара, отбираемого из ЦВД. Поскольку температура насыщения при разделительном давлении существенно ниже, чем на входе в ЦВД, пар удается перегреть на 100-120°C.

После этого пар подается в ЦНД, где завершается процесс его расширения. В силу специфических условий работы в турбинах АЭС на насыщенном паре доля ЦНД в выработке электроэнергии весьма велика (~ 50%). Поэтому надежная работа СПП является исключительно важным фактором для эффективной работы АЭС в целом. Схема включения СПП в энергетическую схему показана на рис.13. на примере АЭС с РБМК.

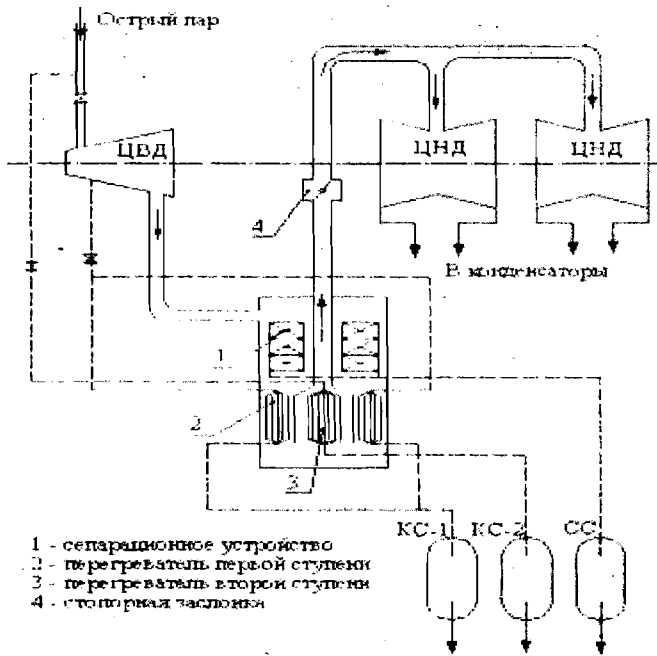


Рис.13. Схема включения СПП в энергетическую схему РБМК-1000

Лишь высокотемпературные установки могут обеспечить возможность использования паротурбинного оборудования, близкого по параметрам к оборудованию ТЭЦ. Это могут быть или высокотемпературные газовые реакторы, или жидкотемпературные быстрые реакторы типа БН. В последних используются прямоточные парогенераторы. В АЭС с реактором БН-600 температура водяного пара на выходе из парогенератора составляет 505°C. Энергетическая схема этого реактора представлена в разделе, посвященном реакторам на быстрых нейтронах.

7. ГРАФИТО-ГАЗОВЫЕ РЕАКТОРЫ

Графито-газовые реакторы на начальной фазе развития ядерной энергетики были основным типом реакторов в Великобритании и Франции. АЭС с такими реакторами были построены также в Италии, Японии. Позже США была введена в строй АЭС с графито-газовым реактором, в котором в качестве теплоносителя использовался гелий.

Первоначальная фаза развития указанных реакторов относится к середине прошлого века. Обстоятельства сложились таким образом, что производства, обеспечивающие получение достаточного количества обогащенного урана, имели лишь США, а несколько позже СССР. В связи с этим Великобритания и Франция искали возможность использовать в реакторах природный уран. При этом необходимо было подобрать теплоноситель, который практически не поглощает нейтроны. Наиболее удобным из таких теплоносителей могла быть тяжелая вода, которая одновременно является очень хорошим замедлителем, однако организация ее производства требовала весьма больших расходов. Поэтому остановились на графите в качестве замедлителя и газе в качестве теплоносителя. На первой фазе наиболее практически выгодным оказалось использование безопасного и дешевого углекислого газа.

Так возникли графито-газовые реакторы (ГГР) - ядерные реакторы на тепловых нейтронах, в которых замедлителем служил графит, а теплоносителем - *двуокись углерода*. Основными преимуществами теплоносителя-газа были хорошие ядерно-физические свойства, а также принципиальная возможность нагрева до высоких температур, что позволило бы повысить КПД атомной электростанции (АЭС) с ГГР, до 40% и выше. На этой базе и был построен ряд АЭС.

Характерная особенность ГГР — сравнительно малая энергонапряжённость (количество тепла, снимаемое с единицы объёма АЗ), что объясняется в основном худшими, чем, например, у воды, замедляющими свойствами графита и сравнительно низкой теплоотводящей способностью газа. Это обуславливает значительные размеры ГГР. Так, например, активная зона реактора английской АЭС электрической мощностью 660 МВт «Dungeness В» имела диаметр 9,4 м и высоту 8,2 м.

Повышенные размеры активной зоны и наличие избыточного давления газов 4,5 МПа предъявляли особые требования к конструкции реактора. Тепловыделяющие элементы размещались в цилиндрических каналах графитовой кладки. Активная зона заключалась в прочный корпус, стальной или из предварительно напряжённого железобетона, несущий давление теплоносителя. Иногда активная зона вместе с парогенераторами и газодувками заключалась в единый корпус из железобетона. Защита от нейтронного излучения, которой окружена активная зона, предохраняла парогенераторы и газодувки от активации, чтобы они были доступны для ремонта при остановленном реакторе.

Однако, опыт эксплуатации показал, что углекислый газ при высоких температурах начинает эффективно взаимодействовать с графитом. Пока вла-

дельцы реакторов изучали более детально химические свойства CO_2 при высоких температурах, охлаждаемые CO_2 реакторы были вынуждены работать при температуре газа менее 350°C . Это позволяло иметь КПД лишь на уровне 20%. Причем, подобно американским реакторам с водой под давлением, теплоноситель использовался лишь для передачи теплоты распада из одного места в другое. Он прокачивался из реактора через теплообменник, по существу представлявший собой обычный паровой котел. По существу, такая же схема со стандартным паротурбинным циклом была применена и в газоохлаждаемых реакторах. При этом реакторы с водой под давлением получали несомненные преимущества.

7.1. Возможность использования гелия

Дальнейшие разработки газового направления в атомной энергетике привели к выводу, что наиболее перспективным является гелиевое направление, то есть попытка использовать в качестве теплоносителя гелий. В принципе это позволяет сильно продвинуть вперед уровень реакторов деления.

Высокотемпературные реакторы с гелиевым теплоносителем могут стать новым типом экологически чистых универсальных атомных энергоисточников, уникальные свойства которых — способность вырабатывать тепло при температурах более 1000°C и высокий уровень безопасности — предоставляют широкие возможности их использования для производства в газотурбинном цикле электроэнергии с высоким КПД и для снабжения высокотемпературным теплом и электричеством процессов производства водорода, опреснения воды, технологических процессов химической, нефтеперерабатывающей, металлургической и др. отраслей промышленности.

Гелий обладает идеальными ядерно-физическими свойствами, как инертный газ он химически пассивен. Его теплопроводность довольно велика, что позволяет достичь высоких плотностей тепловой нагрузки. Однако, работа с высокотемпературным гелием связана с рядом серьезных трудностей. Это прежде всего проблемы температурной стойкости материалов и герметичности. Высокая проникающая способность гелия ставит сложные проблемы перед металловедами и конструкторами. Большой проблемой, например, является надежность арматуры. К настоящему времени разработан проект модульного гелиевого реактора для генерации элек-

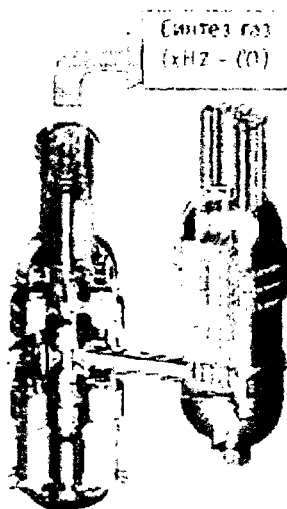


Рис. 14
Модульный гелиевый реактор с паровой конверсией метана

тричества (с КПД ~ 50%) с использованием прямого газотурбинного цикла.

Энергетическая установка ГТ-МГР состоит из двух связанных воедино блоков: модульного высокотемпературного гелиевого реактора (МГР) и газотурбинного преобразователя энергии прямого цикла (ГТ). Работы находятся на стадии технического проектирования с экспериментально-стендовой отработкой ключевых технологий: топливо и система преобразования энергии. В настоящее время проводится оценка технологического применения этого проекта для производства водорода с использованием термохимических циклов, в том числе и на базе паровой конверсии метана - ПКМ (см. рис.14). Первая ступень процесса ПКМ (750-850 С) расщепляет CH_4 и H_2O на H_2 и CO (синтез-газ). На второй ступени «реакция сдвига» (200- 250°C) превращает CO и H_2 в CO_2 и H_2 .

Создание такого тандема (ВТГР-ПКМ) открывает путь широкому применению ядерной энергии в энергоемкой промышленности: химии, металлургии, а также позволяет путем выработки вторичного энергоносителя (чистого водорода или его смеси с CO) создавать ядерные энерготехнологические комплексы для регионального теплоэнергоснабжения с поставкой топлива для транспорта и низкопотенциального тепла для коммунально-бытовых нужд и коммерческого сектора.

В ведущих странах мира уделяется особое внимание выбору наиболее эффективной технологии производства водорода из воды с помощью ВТГР. Такой цикл может быть построен на базе ПКМ. В принципе, возможно довести в этом цикле долю водорода, получаемого расщеплением воды, до 100% и, тем самым, полностью избежать расхода метана. Подобное развитие технологии по отношению к связке «ВТГР-ПКМ» может стать рентабельным при росте цен на природный газ свыше 120-150 долл./1000 Hm^3 . В настоящее время цены на природный газ уже превысили эти пределы почти в 2 раза.

В настоящее время газовое направление практически не развивается. Исключение составляют небольшие исследовательские установки. Развитие высокотемпературных газовых реакторов как крупных установок промышленного масштаба может состояться только при условии выработки перспективной концепции их использования.

7.2. Приложение. Некоторые подробности появления газовых реакторов

В начале главы кратко излагались обстоятельства, которые привели к созданию первых газоохлаждаемых реакторов и канадских реакторов CANDU. Ниже приводится несколько более подробное изложение этой истории, которая иллюстрирует влияние политико-экономических факторов на прикладные исследования.

CO_2 : Первый выбор для энергетических реакторов

В течение периода с 1946 по 1954 одно сильное сдерживающее влияние на развитие мирного использования атомной энергии оказывал Закон об атомной энергии 1946 г. Этот американский закон, принятый после провала попытки организовать режим международного контроля за использованием ядерных материалов, сделал незаконными работы по исследованиям в

области атомной энергии или с ядерными материалами. Конгресс, рассмотрев пути реализации Манхэттенского Проекта, решил декларировать американскую монополию на использование атома. Очевидно, что поддержка этой идеи не была всеобщей. Великобритания и Франция, две нации с длинной историей исследований в области атомной науки и технологий были вынуждены сделать попытку обеспечить прогресс в этой новой области самостоятельно. Хотя американцы имели существенный задел, европейцы нашли пути развития в условиях недостатка аналогичных разработок.

Ограниченность выбора

Выбор теплоносителя и замедлителя для европейских программ были более ограничены, чем те, которые имел в своем распоряжении адмирал Риквер. Ограничивающим фактором было отсутствие доступа к обогащенному урану. Только американское правительство обладало большими мощностями по разделению изотопов урана. Но оно не продавало никому ни ядерные материалы, ни ноу-хау, необходимые для строительства станций. Таким образом, британские и французские реакторы должны были быть в состоянии работать на природном уране. Для того, чтобы использовать природный уран в качестве ядерного топлива, необходимо было очень бережно относиться к нейтронам. Комбинация теплоноситель/замедлитель не должна была поглощать заметную часть нейтронов. Чтобы заставить природный уран «гореть», каждый доступный нейтрон должен найти свой путь в топливный материал. Использование поглощающего нейтроны теплоносителя/замедлителя вроде обычной воды, которая применялась в реакторах американских атомных подводных лодок, было бы аналогично попытке поджечь дрова, поливая их одновременно из садового шланга.

Имеются только два известных типа теплоносителей, совместимых с природным ураном. Тяжелая вода, содержащая уже поглощенный дополнительный нейтрон, и не имеющая реальной возможности поглотить еще один, и некоторые газы с низким сродством к нейтронам и малой молекулярной плотностью.

Тяжелая вода являлась очень дорогим специальным материалом, который был доступен в весьма малом количестве и от ограниченного круга поставщиков. Так как целью их ядерных программ было достижения ядерной независимости, ни Франция, ни Великобритания не выбрали тяжелую воду. Исключение составили канадские конструкторы, которые могли конструировать свои реакторы, используя преимущества достаточного снабжения тяжелой водой. Отсутствие возможности получения тяжелой воды ограничивало выбор газами, такими как воздух, двуокись углерода, азот, гелий.

Выбор охлаждающего газа требовал от конструкторов отдельно выбрать материал для замедления нейтронов. Если в реакторах с водой под давлением (PWR) теплоноситель-вода одновременно оказался также и хорошим замедлителем, то газы имеют слишком низкую плотность, чтобы заметно повлиять на скорости нейтронов внутри реактора. Первые британские реакторы, построенные в Виндскейле использовали для охлаждения воздуха.

Воздух имеет то преимущество, что он легкодоступен и недорог. Однако, реакторы в Виндскейле были специально сконструированы для производства оружейных материалов и были непригодны для производства электроэнергии. Подобно американским реакторам в Хэнфорде они были низкотемпературными системами открытого цикла, где теплоноситель проходит через реактор один раз и выбрасывается в атмосферу. Для работы при повышенных температурах, что было необходимо для производства полезной энергии, комбинация воздуха и графита выглядела далеко не идеальной. Графит, как форма чистого углерода, имеет очень высокую температуру плавления, но он будет гореть в случае контакта с кислородом. Кроме мер по избежанию контакта с воздухом в двухцелевых реакторах конструкторы решили уменьшить размер необходимых теплообменных поверхностей путем повышения рабочего давления.

Двумя возможными замедлителями, пригодными для использования в газоохлаждаемых реакторах, является графит, известный недорогой материал, который имеет высокую теплостойкость и длинную историю промышленного использования, и бериллий, ядовитый, дорогой редкий металл. По большей части в газовых реакторах в качестве замедлителя используется графит.

Какой газ?

Оставшиеся возможности выбора газового теплоносителя включали азот, гелий и CO_2 . Азот имел то преимущество, что был легко доступен и дешев. Но его небольшое сродство к нейтронам ограничивает его применение в реакторах под давлением на природном уране (Современные британские газоохлаждаемые реакторы имеют системы, которые инжeksiруют азот в систему охлаждения как средство уменьшения активности в случае, если нормальные системы глушения реактора не функционируют.). Гелий был бы безусловно превосходным выбором, но он не был доступен. Как фактор политики со времени первой мировой войны (его степень достоверности не ясна) было известно, что США имеют источники высококачественного дешевого гелия из натуральных газовых скважин в Канзасе, Оклахоме и Техасе, которые находились под национальным контролем на случай, если будет необходимо создавать летательные аппараты легче воздуха во время войны. Однако в Европе гелий был материалом, который добывался в лабораторных количествах из атмосферы путем кропотливых операций. Так что, в результате процесса исключения как Британия, так и Франция независимо друг от друга пришли к одному и тому же выбору сочетания теплоноситель/замедлитель.- к реактору с графитовым замедлителем и двуокисью углерода под давлением в качестве теплоносителя. О недостатках этого выбора говорилось выше.

Реальные преимущества газовых реакторов могут быть реализованы при использовании высокотемпературных технологий и тепловых схем, которые были кратко рассмотрены выше.

8. БЫСТРЫЕ РЕАКТОРЫ - РЕСУРСНАЯ БАЗА ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Очевидно, что существующая технология атомной энергетики, основанная на так называемых "тепловых" ядерных реакторах с водяным или графитовым замедлителем нейтронов, не может обеспечить развития крупномасштабной атомной энергетики на длительный период. Это связано с низкой эффективностью использования природного урана в таких реакторах: используется только изотоп U-235, содержание которого в природном уране составляет всего лишь 0,72%. Поэтому долговременная стратегия развития "большой" атомной энергетики должна предполагать переход к технологии замкнутого топливного цикла, основанной на использовании так называемых быстрых ядерных реакторов и переработке топлива, выгруженного из реакторов атомных станций, для последующего возврата в энергетический цикл невыгоревших и вновь образовавшихся делящихся изотопов.

В "быстром" реакторе большую часть актов деления ядерного топлива вызывают быстрые нейтроны с энергией более 0,1 МэВ (отсюда и название "быстрый" реактор). При этом в реакторе происходит деление не только очень редкого изотопа U-235, но и U-238 - основной составляющей природного урана (~99,3%), вероятность деления которого в спектре нейтронов "теплого реактора" очень низка. Принципиально важно, что в "быстром" реакторе при каждом акте деления ядер образуется большее количество нейтронов, которые могут быть использованы для интенсивного превращения U-238 в делящийся изотоп плутония Pu-239.

Это превращение происходит в результате ядерной реакции:

Нейтронно-физические особенности быстрого реактора таковы, что процесс образования в нем плутония может иметь характер расширенного воспроизводства, когда в реакторе образуется вторичного плутония больше, чем выгорает первоначально загруженного. Процесс образования избыточного количества делящихся изотопов в ядерном реакторе получил название "бридинг" (от англ. breed - размножать). С этим термином связано принятое в мире название быстрых реакторов с плутониевым топливом - реакторы-бридеры, или размножители.

Практическая реализация процесса бридинга имеет принципиальное значение для будущего атомной энергетики. Дело в том, что такой процесс дает возможность практически полностью использовать природный уран и тем самым почти в сто раз увеличить "выход" энергии из каждой тонны добытого природного урана. Это открывает путь к практически неисчерпаемым топливным ресурсам атомной энергетики на длительную историческую перспективу. Поэтому общепризнано, что использование бридеров - необходимое условие создания и функционирования атомной энергетики большого масштаба.

Инженерные сложности создания быстрых реакторов связаны с целым рядом присущих им особенностей. К их числу относятся: большая энергонапряженность топлива; необходимость обеспечить его интенсивное охлаж-

дение; высокие рабочие температуры теплоносителя, элементов конструкции реактора и оборудования; радиационные повреждения конструкционных материалов, вызванные интенсивным облучением быстрыми нейтронами. Примечательно, что во всех странах в качестве охлаждающей среды - теплоносителя - для быстрых реакторов был выбран натрий, несмотря на то, что он активно реагирует с водой и водяным паром. Решающими достоинствами натрия как теплоносителя стали его исключительно хорошие теплофизические свойства (высокая теплопроводность, большая теплоемкость, высокая температура кипения), низкие затраты энергии на циркуляцию, пониженное коррозионное воздействие на конструкционные материалы реактора, относительная простота его очистки в процессе эксплуатации.

Первый отечественный демонстрационный энергетический реактор на быстрых нейтронах БН-350 тепловой мощностью 1000 МВт был введен в строй в 1973 году на восточном побережье Каспийского моря. Он имел традиционную для атомной энергетики петлевую схему передачи теплоты и паротурбинный комплекс для преобразования тепловой энергии. Часть тепловой мощности реактора использовалась для выработки электроэнергии, остальная шла на опреснение морской воды. Одна из отличительных особенностей схемы этой и последующих реакторных установок с натриевым теплоносителем - наличие промежуточного контура передачи теплоты между реактором и пароводяным контуром, продиктованное соображениями безопасности.

Большая разветвленность натриевых контуров в реакторе БН-350 вызвала беспокойство, поскольку в случае их аварийной разгерметизации мог возникнуть пожар. Поэтому при проектировании более мощных быстрых реакторов (БН-600 в СССР, «Суперфеникс» во Франции) была принята интегральная конструкция (так называемая баковая компоновка), в которой натриевые трубопроводы большого диаметра отсутствовали и почти весь радиоактивный натрий первого контура был сосредоточен в корпусе реактора. Это позволило практически полностью исключить опасность разгерметизации первого натриевого контура, снизить пожарную опасность установки, повысить уровень радиационной безопасности и надежности реактора.

Реакторная установка БН-600 надежно работала с 1980 года в составе третьего энергоблока Белоярской АЭС. Реактор БН-600 длительное время был самым мощным из действующих в мире реакторов на быстрых нейтронах. Он стал источником уникального эксплуатационного опыта и базой для отработки усовершенствованных конструкционных материалов и топлива.

Ядерный реактор БН-600 был выполнен с "интегральной" (баковой) компоновкой оборудования, при которой активная зона и оборудование первого контура (главные циркуляционные насосы и промежуточные теплообменники) размещены в корпусе реактора.

Реактор БН-600 изображен на рис. 15.

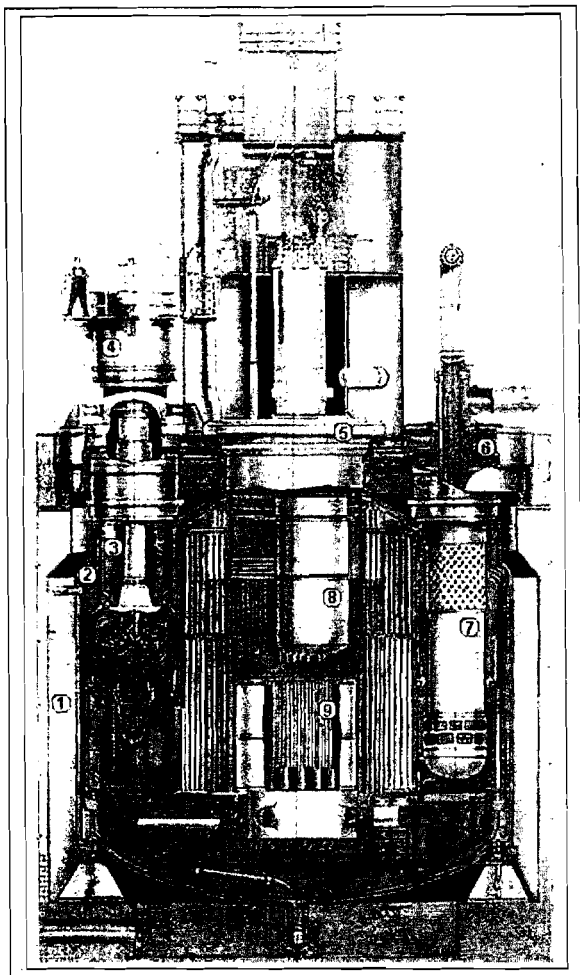


Рис. 15. Реактор БН-600 :

1-шахта; 2-корпус; 3-главный циркуляционный насос 1 контура; 4-электро-двигатель насоса; 5-большая поворотная пробка; 6-радиационная защита; 7-промежуточный теплообменник "натрий-натрий"; 8-центральная поворотная колонна с механизмами СУЗ; 9-активная зона

Корпус реактора представляет собой бак цилиндрической формы с эллиптическим дном и конической верхней крышкой, выполненной с одиннадцатью горловинами - для поворотной пробки, насосов первого контура, промежуточных теплообменников, элеваторов системы перегрузки тепловыделяющих сборок (ТВС). Цилиндрическая часть корпуса соединена с дном путем сварки через переходное опорное кольцо, на котором

установлен опорный пояс, являющийся основой несущей конструкции внутри корпуса реактора; он образует с помощью системы радиальных ребер три сливные камеры для натрия, выходящего из теплообменников.

На опорном поясе смонтировано все внутрикорпусное оборудование напорная камера с ТВС активной зоны, зоны воспроизводства и внутреннего хранилища ТВС, первичная радиационная защита, промежуточные теплообменники, главные циркуляционные насосы первого контура. Нагрузка от массы реактора через опорное кольцо передается на катковые опоры, которые опираются на фундаментную плиту.

В центре верхней части реактора смонтировано поворотное устройство, состоящее из большой и малой поворотной пробок, эксцентрических друг относительно друга; на малой поворотной пробке смонтирована колонна СУЗ, в которой расположены исполнительные механизмы систем: управления и защиты, перегрузки ТВС, внутриреакторного контроля.

Реактор размещен в бетонной шахте диаметром 15 м. Конструкционный материал реактора - нержавеющая сталь марки X18H9. В центре верхней части реактора смонтировано поворотное устройство, состоящее из большой и малой поворотных пробок, эксцентричных друг относительно друга, на малой поворотной пробке смонтирована колонна СУЗ, несущая исполнительные механизмы систем управления и защиты, перегрузки ТВС, контроля АЗ.

Корпус реактора заключен в страховочный кожух, исключающий возможность вытекания натрия из реактора даже при разрывах его корпуса.

Активная зона и зона воспроизводства собираются из шестигранных тепловыделяющих сборок (ТВС) кассетного типа с размерами "под ключ" 96 мм. Тепловыделяющая сборка состоит из твэлов, кожуха, головки для захвата ТВС при перегрузках и хвостовика, с помощью которого ТВС устанавливается в гнездо напорного коллектора и поддерживается вертикально. В хвостовике ТВС и в напорном коллекторе выполнены дроссельные устройства, обеспечивающие требуемое распределение расхода теплоносителя через ТВС в соответствии с тепловыделением в них. Твэлы соединены между собой элементами крепления и ограждены чехлом, связывающим в единое целое все части ТВС. Твэлы заполнены по длине активной зоны втулками из обогащенной окиси урана (или смеси окиси урана) и окиси плутония, а выше и ниже активной зоны расположены торцевые экраны из брикетов окиси "отвального" урана. Твэлы зоны воспроизводства заполнены брикетами из "отвального" урана. Газовые полости над уровнем натрия в реакторе заполнены аргоном. Элементы конструкции реактора и схемы энергетической установки с реактором БН-600 приведены на рис.15, 16.

8.1. Обеспечение безопасности быстрых реакторов

Уже при проектировании первых энергетических реакторов на быстрых нейтронах большое внимание уделялось вопросам обеспечения безопасности как при их нормальной работе, так и при аварийных ситуациях. Направления поиска соответствующих проектных решений определялись требованием исключить опасное воздействие на окружающую среду и население за счет вну-

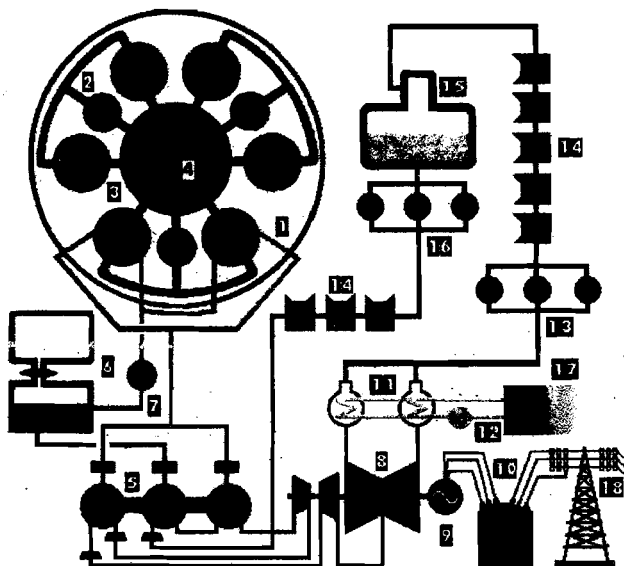


Рис. 16. Схема энергетической установки с реактором БН-600

1-реактор; 2-главный циркуляционный насос 1 контура; 3-промежуточный теплообменник; 4-тепловыделяющие сборки; 5-парогенератор; 6-буферная и сборная емкости; 7-главный циркуляционный насос 2 контура; 8-турбоустановка; 9-генератор; 10-трансформатор; 11-конденсаторы; 12-циркуляционные насосы; 13-конденсатные насосы; 14-подогреватели; 15-деаэратор; 16-питательные насосы; 17-пруд-охладитель; 18-отпуск электроэнергии потребителю

тренней самозащищенности реактора, применения эффективных систем локализации возможных аварий, ограничивающих их последствия.

Самозащищенность реактора основана в первую очередь на действии отрицательных обратных связей, стабилизирующих процесс деления ядерного топлива при повышении температуры и мощности реактора, а также на свойствах используемых в реакторе материалов. Для иллюстрации внутренне присущей быстрым реакторам безопасности укажем некоторые их особенности, связанные с использованием в них натриевого теплоносителя. Высокая температура кипения натрия (883°C при нормальных физических условиях) позволяет поддерживать в корпусе реактора давление, близкое к атмосферному. Это упрощает конструкцию реактора и повышает его надежность. Корпус реактора не подвергается в процессе работы большим механическим нагрузкам, поэтому его разрыв еще менее вероятен, чем в существующих реакторах с водой под давлением, где он относится к классу гипотетических. Но даже такая авария в быстром реакторе не представляет опасности с точки зрения надежного охлаждения ядерного топлива, поскольку корпус окружен

герметичным страховочным кожухом, а объем возможной утечки натрия в него незначителен. Разгерметизация трубопроводов с натриевым теплоносителем в быстром реакторе интегральной конструкции также не приводит к опасной ситуации. Поскольку теплоемкость натрия достаточно велика, даже при полном прекращении отвода тепла в пароводяной контур температура теплоносителя в реакторе будет повышаться со скоростью примерно 30 градусов в час. При нормальной работе температура теплоносителя на выходе из реактора составляет 540°C. Значительный запас температуры до закипания натрия дает резерв времени, достаточный, чтобы принять меры, ограничивающие последствия подобной маловероятной аварии.

Многолетняя эксплуатация быстрых реакторов подтвердила достаточность и эффективность предусмотренных мер обеспечения безопасности. За 25 лет эксплуатации реактора БН-600 не было ни аварий со сверхнормативными выбросами радиоактивности, ни облучения персонала и тем более местного населения. Аналогичные результаты были получены на самом мощном из эксплуатировавшихся быстрых реакторов – французском реактором «Суперфеникс». Быстрые реакторы продемонстрировали высокую устойчивость в работе, ими легко управлять. Освоена технология натриевого теплоносителя, которая эффективно нейтрализует его пожароопасность.

8.2. Техничко-экономические показатели быстрых реакторов

Особенности натриевой технологии, повышенные меры безопасности, консервативный выбор проектных решений первых реакторов (В СССР - БН-350 и БН-600) стали причинами более высокой их стоимости по сравнению с реакторами, охлаждаемыми водой. Однако их создавали главным образом для проверки работоспособности, безопасности и надежности быстрых реакторов. При создании следующей реакторной установки - БН-800, предназначенной для массового использования в атомной энергетике, больше внимания было уделено технико-экономическим характеристикам, и в результате по удельным капитальным затратам удалось существенно приблизиться к ВВЭР-1000 - основному типу отечественных энергетических реакторов на быстрых нейтронах.

В принципе, быстрые реакторы с натриевым теплоносителем имеют большой потенциал дальнейшего технико-экономического совершенствования. В отличие от реакторов водо-водяного типа они работают на тех же параметрах пара, что и ТЭС. В установках этого типа возможен также переход на закритические параметры пара с целью увеличения термодинамического КПД цикла преобразования тепловой энергии.

Быстрые реакторы могут служить не только для получения энергии. Потоки нейтронов высокой энергии способны эффективно "сжигать" наиболее опасные долгоживущие радионуклиды, образующиеся в отработавшем ядерном топливе. Поэтому, применив замкнутый топливный цикл с выжиганием актиноидов и трансмутацией долгоживущих продуктов деления в

короткоживущие, можно радикально решить проблему обезвреживания отходов атомной энергетики и многократно уменьшить объем радиоактивных отходов, подлежащих захоронению.

В 60-х ÷ 70-х годах, в период динамичного развития атомной энергетики в реакторах-бридерах видели гарантию обеспечения ядерным топливом на длительную перспективу. Перевод атомной энергетики, наряду с "тепловыми" реакторами, на быстрые реакторы-бридеры, а также на замкнутый топливный цикл должен был позволить создать энергетическую технологию, в полной мере отвечающую требованиям устойчивого развития человеческого общества. В результате появились первые крупные энергетические реакторы на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем в США, СССР и Франции.

Однако в дальнейшем целый ряд причин привел к торможению, или даже остановке этой программы. К этим причинам относятся увеличение глубины выгорания на водоохлаждаемых реакторах, увеличение разведанных запасов урана в сочетании с замедлением роста ядерной энергетики, трудности с переработкой ядерного топлива и недооценка проблем, связанных с использованием плутония в качестве топлива для АЭС. Сыграл свою роль и период дешевого углеводородного топлива, который закончился к началу 21 века. В настоящее время мощный действующий бридер с натриевым охлаждением есть только в России. Это реактор БН-600 на Белоярской АЭС под Екатеринбургом. В новых условиях интерес к бридерам стал возрождаться.

Перспективы газоохлаждаемых реакторов на быстрых нейтронах

Несмотря на освоение натрия как теплоносителя для реакторов на быстрых нейтронах, трудности в обращении с ним остаются. Они приводят к усложнению технологической схемы, связаны с необходимостью предварительного разогрева натриевых контуров, с проблемами очистки от окислов и т. д. Поэтому параллельно с совершенствованием реакторов с натриевым охлаждением идет поиск возможности использования других теплоносителей. Из них на первом месте стоит гелий. Преимущество гелия перед натрием состоит в том, что он практически не поглощает и не рассеивает нейтроны. Поэтому гелий не активизируется, проходя через АЗ, и не смягчает спектр нейтронов. Это упрощает проблемы биологической защиты и наработки плутония. Использование гелия позволяет перейти к двухконтурной схеме с паровым циклом, а далее - к одноконтурной схеме с газовой турбиной.

Однако гелий как теплоноситель имеет и ряд недостатков. Это прежде всего, его низкая плотность, что определяет высокое давление в реакторе (не менее 10 МПа). Это приводит к серьезным проблемам при создании корпуса реактора. Кроме того, имеются и трудности, связанные с высокой проницаемостью гелия, о чем уже упоминалось выше.

Другим вариантом является использование диссоциирующих газов, в которых происходят термически обратимые реакции диссоциации и ассоциации, сопровождающиеся поглощением тепла, что увеличивает эффективность теплоотвода за счет роста теплоемкости.

9. ПРИНЦИПЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Безопасность АЭС - это необходимая и достаточная защищенность персонала, населения и окружающей среды от всех возможных вредных воздействий, возникающих при эксплуатации АС.

Атомная станция удовлетворяет требованиям безопасности, если за счет обеспеченных в проекте физических свойств ЯЭУ, предусмотренных проектом технических средств и разработанных организационно-технических мероприятий, эффекты ее теплового, химического, механического, радиационного и иных воздействий на персонал, население и окружающую среду при всех режимах нормальной эксплуатации и проектных авариях не превышают установленных в нормативах или проекте предельных значений величин и характеристик эффектов этих воздействий, а принятые меры по ограничению воздействий при запроектных или гипотетических авариях обеспечивают снижение эффектов воздействий до приемлемых, разумно малых значений.

Безопасность АЭС обеспечивается за счет мер по:

- предупреждению возможности возникновения опасных состояний или режимов - при проектировании и сооружении АЭС;
- предотвращению развития опасных состояний и режимов за рамки пределов и условий безопасной эксплуатации - при работе АЭС;
- пространственно-временному ограничению опасных процессов и их вредных воздействий - при аварийных ситуациях и режимах АЭС; локализации почти всех вредных веществ, вышедших за установленные в проекте границы опасных зон в результате аварии;
- обеспечению условий для приведения установки после окончания эксплуатационных кампаний или аварий в безопасное состояние, пригодное для перезагрузки топлива, ремонтов, длительного хранения ее частей и элементов, консервации или снятия с эксплуатации.

Безопасность АЭС основана на применении и использовании принципов;

- внутренней самозащищенности;
- глубокошелонированной защиты;
- обеспечения АЭС системами безопасности;
- устойчивости процессов;
- удовлетворении требований технической, ядерной, радиационной, экологической безопасности и культуры безопасности.

Внутренняя самозащищенность

По определению, **внутренняя самозащищенность** ядерной энергетической установки есть ее свойство обеспечивать безопасность на основе естественных обратных связей и процессов.

Это означает, что в проекте заложены такие свойства систем, элементов оборудования, механизмов, которые обеспечивают при всех режимах нормальной эксплуатации не только работоспособность, т.е. способность длительно, до исчерпания ресурса сохранять установленные в проекте значения параметров, обратимость или неизменность характеристик, достаточные запасы до опасных состояний и режимов, но и способность активного сопротивления развитию режимов и состояний в опасном направлении, возможность противостоять таким режимам, т.е. способность саморегулирования, подавления опасных тенденций для возвращения в области стабильного функционирования.

Эшелонирование защиты

Глубокоэшелонированная защита как средство обеспечения безопасности состоит из системы барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ, системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности, мер по прогнозу развития аварийных режимов и оповещению населения о состоянии АС.

Барьерами безопасности служат:

- топливная матрица ТВЭЛ;
- оболочки топливных элементов;
- стенки корпусов, трубопроводов и оборудования первого контура;
- защитная оболочка;
- защитное ограждение.

Дополнительным барьером могут служить грунт и породы вне защитного ограждения.

Системы безопасности АС

Системы безопасности предназначены для выполнения функций безопасности, т.е. действий, направленных на предотвращение аварий или ограничение ее последствий.

Системы безопасности АС, действующие при авариях за счет пассивных или активных механизмов функционирования, должны быть построены на базе необходимого резервирования, пространственной и функциональной независимости, разнообразия принципов действия устройств в разных системах или каналах и должны быть работоспособными при единичных отказах элементов систем.

10. ПРОБЛЕМА ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА (ОЯТ)

Рост установленной мощности АЭС приводит к возрастанию количества отработанного ядерного топлива (ОЯТ), которое содержится в выгружаемых из активной зоны твэлах. Реактор PWR мощностью 1000 МВт (э) является источником 30 т ОЯТ ежегодно. В 26 странах до 1990 г. выгружено 115 тыс. т ОЯТ, 80 % которого находится в США, Канаде, Японии, Великобритании, Франции, России. Прогнозные оценки показывают, что в 1991—2000 гг. масса ОЯТ возрастет еще на 105 тыс. т.

ОЯТ, извлеченное из активной зоны, перегружается в реакторном зале в бассейн выдержки, где находится под водой несколько лет. В результате отбраковывают негерметичные твэлы, что облегчает транспорт ОЯТ с территории АЭС. На некоторых АЭС имеются долговременные хранилища ОЯТ или специальные контейнеры для сухого хранения тепловыделяющих сборок (ТВС) в среде инертного газа (гелий) или воздуха. Для безопасного сухого хранения отработанных твэлов в течение 40 лет температура их защитных оболочек из сплава циркония не должна превышать 623°К. Стоимость данного типа хранения вдвое ниже, чем в бассейнах.

Радиоактивный распад короткоживущих продуктов деления приводит к снижению активности и остаточного тепловыделения при выдержке ОЯТ (табл. 5), что существенно облегчает задачу охлаждения транспортного контейнера и позволяет увеличить число загружаемых ТВС.

Таблица 5. Тепловыделение и активность 1 т ОЯТ, выгруженного из PWR мощностью 1000 МВт (э)

Выдержка, годы	Тепловыделение, кВт	Активность, МКи
0,4	21	4,6
1	10	2,3
2	4,7	1,3
5	1,2	0,5
10	1,0	0,3

Совокупность технологических операций, которые начинаются с выгрузки и промежуточного хранения ОЯТ, зависит от вида ядерного топливного цикла (ЯТЦ). Конечной стадией в разомкнутом ЯТЦ является захоронение ОЯТ, которые в данном случае классифицируются как радиоактивные отходы (РАО), в стабильные геологические формации. Захоронение высокоактивных РАО предполагает размещение их в хранилище без последующего изъятия при условии полной изоляции от биосферы. Концепция захоронения основана на сочетании природных и искусственных защитных барьеров. По данным министерства энергетики США, прогнозная вероятность катастрофического нарушения стабильности в районе захоронения вследствие возможного извержения вулкана в течение 104 лет составляет $1,4 \cdot 10^{-8}$ год⁻¹. В замкнутом ЯТЦ осуществляется переработка ОЯТ, которая заключается в извлечении урана и плутония. При

выгрузке из реактора в 1 от ОЯТ содержится 950—980 кг U-235 и U-238, 5,5—9,6 кг плутония, а также 26 кКи других трансурановых радионуклидов (нептуний, америций, кюрий).

В результате радиохимической переработки ОЯТ образуется большой объем РАО, поэтому США, Канада, Швеция, Испания и др. используют долговременное (до 50 лет) хранение ОЯТ, что дает возможность подготовиться к захоронению, но не исключает в дальнейшем возможности переработки. Эксперты США и Канады считают, что современный уровень химической технологии регенерации ОЯТ не соответствует требованиям экологической безопасности.

Таблица 6. Мощность предприятий по переработке ОЯТ (в тоннах тяжелого металла)

Страна	Тип реактора	Мощность, т			
		1992	1994	2000	2010
Велико- британия	HTGR,	1500	1500	1500	1500
	легководный,	0	1200	1200	1200
	Размножитель (бридер)	10	10	10	10
Франция	HTGR, легководный	600	600	0	0
Япония	легководный	100	100	900	900
Россия	легководный	400	400	400	1900
Индия	CANDU	200	200	600	600

Перечисленные в табл. 6 страны являются производителями энергетического плутония, топливо на основе которого на современном этапе не является эффективным. Стимулом для сохранения производства плутония является надежда на разработку технологии, которая позволит превратить его в экономически выгодный энергоноситель. Суммарная мощность радиохимических заводов позволяет в течение последующих одного-двух десятилетий создать запас энергетического плутония, который превысит количество высвобождаемого из демонтируемых боеголовок в США и России оружейного плутония. Энергетический плутоний представляет не меньшую опасность, чем оружейный, поскольку он также может быть использован для создания ядерных зарядов политически нестабильными или диктаторскими режимами, а также группами террористов. Критическая масса плутония принимается равной 6,5 кг.

Наиболее быстро реализуемый способ перевода плутония в форму, которая исключает его применение в военных целях, является технология стеклования. Стимулом для прекращения производства и начала стеклования плутония может явиться создание международного резерва реакторного топлива из обогащенного урана, которое может являться альтернативой топливу на основе плутония. Для этой цели возможно использовать оружейный уран, получаемый при демонтаже боеголовок, с последующим разбавлением его природным ураном. Кроме того, необходимы международные гарантии

финансирования работ по извлечению плутония из стекла в случае создания технологии изготовления экономически эффективного плутониевого топлива.

Стоимость переработки 1 т ОЯТ на предприятиях Великобритании и Франции составляет 2-3 млн. долларов, что значительно больше расходов на его хранение. Именно по этой причине Германия расторгла договор с французской фирмой «Кожема», сэкономив 3 млрд долларов с учетом выплаты неустойки.

Способы хранения и переработки ОЯТ, используемые в различных странах, приведены в табл. 7.

Таблица 7. Обращение с ОЯТ в странах мира

Страна	Принципы хранения и переработки	Тип хранилища
Великобритания	Хранение в бассейнах выдержки при АЭС с последующей переработкой. Проектируется строительство центрального хранилища ОЯТ модернизированных реакторов HTGR. Захоронение остеклованных высокоактивных отходов	3 модульных сухих хранилища на 83 т ОЯТ реакторов HTGR
Италия	Переработка в других странах с возвратом высокоактивных отходов для захоронения. Проектируется сухое хранилище с компактным размещением ТВС	Модульный бетонный контейнер при АЭС с PWR, рассчитанный на 12 ТВС
Канада	Хранение в бассейнах выдержки и сухих контейнерах 50 лет, затем подготовка к захоронению	4 бетонных контейнера для сухого хранения 370т урана
Нидерланды	Хранение в бассейнах выдержки, переработка в других странах с возвратом остеклованных отходов для захоронения	Проектируется сухое хранилище на 5 тыс т ОЯТ
Россия	Хранение до 3 лет при реакторах, до 10 лет в отдельно стоящем хранилище на территории АЭС, затем частичная переработка	Хранилище ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 на 6 тыс. т
США	Хранение в бассейнах выдержки, сухих хранилищах или контейнерах не менее 5 лет, в проекте — захоронение	4 контейнера 3 сухих хранилища при АЭС
Франция	Хранение не более года перед переработкой. Остеклованные отходы выдерживаются не менее 20 лет перед захоронением	Строится хранилище на 150—200 т урана и бассейн-хранилище
Германия	Хранение в бассейнах выдержки и сухих контейнерах при АЭС в течение 5-10 лет, затем переработка и захоронение остеклованных отходов	3 хранилища, предполагается хранение ОЯТ в сухих контейнерах

В заключение приведем таблицу, разъясняющую смысл величин, фигурирующих в документах, посвященных безопасности АЭС:

Таблица 8. Единицы, выражающие характеристики ионизирующих излучений

Величина и ее символ	Название и обозначение единиц		Связь между единицами
	единица СИ	внесистемная единица	
Активность А	Беккерель (Бк) 1распад/с	Кюри (Ки)	1Ки = 3,7 10 ¹⁰ Бк
Плотность потока I или тока J _E энергии частиц	Вт/м ² Или Дж/(м ² с)	Эрг/(см ² с) или МэВ/(см ² с)	1эрг/(см ² с) = 10 ⁻³ Вт/м ² 1МэВ/(см ² с) = 1,602 10 ⁻⁹ Вт/м ²
Поглощенная доза D, керма К	Грей (Гр), рав- ный 1Дж/кг	Рад (рад)	1рад = 100 эрг/г = = 10 ⁻² Гр
Мощность погло- щенной дозы D, мощность кермы K̇	Гр/с = =Дж/кг	Рад/с	1рад/с = 1 10 ⁻² Гр/с
Эквивалентная доза H	Зиверт (Зв) Зв = 1Гр/К, где К – к-т качества*	Бэр (бэр) Биологический Эквивалент рентгена	1бэр = 10 ⁻² Зв
Мощность экви- валентной дозы Ḣ	Зиверт в сек. (Зв/с)	Бэр в секунду. (бэр/с)	1 бэр/с = 10 ⁻² Зв/с
Экспозиционная доза X	Кулон на кг Кл/кг	Рентген (Р)	1Р = 2,58 10 ⁻⁴ Кл/кг
Мощность экспо- зиционной дозы Ẋ	Кл/(кг с) Ампер на кг (А/кг)	Рентген в секунду (Р/с)	1Р/с = 2,58 10 ⁻⁴ Кл/(кг с) = 2,58 10 ⁻⁴ А/кг
Концентрация радионуклида в Атмосферном воздухе или воде A _γ	Беккерель на кубометр (Бк/м ³)	Кюри на литр (Ки/л)	1Ки/л = 3,7 10 ¹³ Бк/м ³ = 3,7 10 ¹⁰ Бк/л
	Беккерель на литр (Бк/л)	Кюри на литр (Ки/л)	1Ки/л = 3,7 10 ¹⁰ Бк/л
Энергия ионизирующей частицы E ₀	Джоуль (Дж)	Электрон-вольт (эВ)	1эВ = 1,602 10 ⁻¹⁹ Дж
		Килоэлектрон- вольт (кэВ)	1 кэВ = 1,602 10 ⁻¹⁶ Дж

* Коэффициент качества зависит от типа излучения, но не слишком сильно отличается от единицы.

11. АВАРИИ НА АЭС

В данном разделе описаны две наиболее известные аварии на АЭС. Максимум внимания уделен Чернобыльской аварии, которая в наибольшей степени повлияла на последующее развитие атомной энергетики.

11.1. Авария на АЭС Three Mile Island

Авария на АЭС Three Mile Island 2 (TMI-2) в 1979 г. была вызвана сочетанием неисправности оборудования и ошибкой персонала, который оказался не в состоянии понять условия, возникавшие в реакторе в определенные моменты времени в течение аварии. Постепенная потеря охлаждающей воды в тепловыделяющей части активной зоны привела к расплавлению оболочек топливных стержней и уранового топлива, и к выходу небольшого количества радиоактивных материалов.

Авария на TMI-2 не вызвала каких-либо травм и смертей. Кроме того, эксперты заключили, что количество радиоактивных продуктов, вышедших в атмосферу, было слишком мало, чтобы нанести заметный прямой ущерб здоровью населения в окрестностях станции. По крайней мере дюжина эпидемиологических обследований, проведенных с 1981 г. подтвердили это.

Как индустрия, так и правительство быстро и решительно откликнулись на аварию. Наряду с другими действиями, промышленность основала институт ядерных энергетических операций (INPO) для повышения качества подготовки операторов и управления АЭС.

На конечной стадии обсуждения в серии юридических откликов федеральный апелляционный суд в декабре 2003 г. отклонил консолидированный иск 2000 истцов по поводу ущерба к бывшим собственникам станции. Суд заявил, что истцы не смогли представить очевидные доказательства того, что они получили радиационную дозу, достаточную, чтобы нанести возможный вред здоровью.

Что произошло

28 марта 1979 года АЭС TMI-2, расположенная вблизи Гаррисберга, работала на мощности около 100%, когда автоматически была заглушена после того, как главный циркуляционный насос, подающий воду на охлаждение реактора прекратил работу. Давление и температура внутри реактора возросли, вызвав открытие сбросного вентиля. Вентиль открылся и вода и пар начали вытекать из реактора в аварийный бак, расположенный в основании здания реактора.

Когда давление вернулось к нормальному уровню, вентиль должен был закрыться. Но он застрял в открытом состоянии, что не было известно операторам. Он оставался открытым более 2 часов, позволяя воде, которая покрывала топливо в активной зоне и охлаждала его, выходить из системы охлаждения. В результате топливо начало перегреваться.

Однако приборы на Блочном Щите Управления (БЩУ) показывали операторам, что сбросной вентиль закрыт и что слишком много воды попадает в корпус реактора. Поэтому операторы не пытались заместить воду, теряющуюся из-за открытого вентиля.

Поскольку давление продолжало падать, все большая часть теплоносителя испарялась, вызывая повышенную вибрацию насосов. Вибрация побудила операторов, которые не представляли себе, что реактор теряет теплоноситель, выключить насосы.

Потеря давления и воды привела к образованию большого парового пузыря внутри корпуса реактора, что еще больше препятствовало циркуляции воды через активную зону. В отсутствие теплоносителя температура активной зоны превысила температуру плавления оболочек твэлов и уранового топлива.

Около половины топлива расплавилось до того, как пузырь разрушился и более холодная охлаждающая вода также начала воздействовать на перегретые твэлы. В результате все топливо было разрушено.

В ходе аварии на ТМ1-2 700000 галлонов радиоактивной охлаждающей воды попало в основание здания реактора и в баки в вспомогательном здании, вызвав его радиоактивное загрязнение.

Вдобавок небольшое количество радиоактивных материалов вышло в атмосферу через вентиляционные трубы вспомогательного здания, понижая давление внутри реактора.

11.2. Авария на Чернобыльской АЭС

Авария на ЧАЭС, произошедшая в 1986 году является крупнейшей в истории по масштабам последствий. За прошедшие два десятилетия были сделаны многочисленные попытки разобраться с сущностью аварии и причинами, приведшими к ней. Однако законченной и экспериментально подтвержденной версии Чернобыльской аварии до настоящего времени нет.

Что произошло

Чернобыльская АЭС расположена на Украине в 110 км к северу от Киева и в 16 км от границы с Белоруссией. К 1986 г. на станции работало 4 блока РБМК-1000, введенных в строй 1977, 1978, 1981 и 1983 гг. соответственно. Шли работы по строительству еще двух реакторов 2-й очереди станции, которая также должна была состоять из четырех блоков.

В субботу, 26 апреля, в 1 час 23 мин. 58 с. в реакторе 4 блока произошел катастрофический взрыв, который привел к полному разрушению блока. В ходе развития аварии произошло расплавление АЗ, серия последующих взрывов и сильный пожар. Авария возникла в ходе эксперимента, в котором моделировалась одна из аварийных ситуаций.

План испытаний

В течение предыдущего дня 25 апреля планировалась остановка реак-

тора. Этот останов реактора был выбран для испытаний возможности использовать энергию выбега турбогенератора для электропитания систем безопасности (в частности, циркуляционных насосов) в случае отказа внешних источников энергоснабжения. Этот тип реактора требует поддержания циркуляции воды через АЗ пока там продолжается генерация тепла. Для этого установка имеет два аварийных дизель-генератора, но на их запуск требуется 40 секунд, в течение которых для генерации энергии, необходимой для поддержания работы насосов используется вращательный момент системы турбогенератор-турбина.

Перед аварией

В процессе подготовки к опыту в течение дня 25 апреля мощность реактора была снижена до 50%. В это время из управления региональной энергосистемы пришло распоряжение. Киевский диспетчер энергосети потребовал отложить дальнейшее снижение мощности, так как электроэнергия была необходима для покрытия вечернего пика потребления. Директор станции согласился и отложил проведение опыта. В результате опыт должен был проводить персонал, который дежурил в ночную смену.

В 23 часа диспетчер сети разрешил продолжить процесс остановки реактора. Мощность реактора 4 должна была быть снижена до 25-30% номинальной для того, чтобы провести эксперимент на намеченном низком уровне мощности. Однако, новая смена не знала об предыдущем откладывании останова реактора и продолжала работу в соответствии с исходной программой, что привело к слишком быстрому сбросу мощности. В этой ситуации реактор производил все больше отравляющего реактор продукта – ксенона-135. В результате мощность упала до уровня 30 МВт (примерно 5% от ожидаемой).

Операторы решили, что быстрое падение мощности связано с нарушениями в работе одного из автоматических регуляторов мощности, а не за счет отравления реактора. Для того, чтобы увеличить реактивность реактора (вызванную поглощением нейтронов из-за избытка ксенона-135), регулирующие стержни были выведены из реактора на величину выше разрешенной правилами безопасности. Несмотря на это нарушение мощность реактора поднялась лишь до 200 МВт, что составляло около 30% минимально требуемой для эксперимента. Игнорируя это, руководители смены решили продолжить эксперимент. Как часть эксперимента в 1.05 26 апреля циркуляционные насосы которые должны были приводиться во вращение турбогенератором были запущены, увеличивая расход воды выше определяемого требованиями безопасности. Поток воды увеличился в 1.19, - увеличение расхода потребовало дальнейшего подъема стержней ручного регулирования вызывая очень опасную ситуацию, когда теплоноситель и ксенон-135 замещают регулирующие стержни реактора.

Фатальный эксперимент

В 1 ч. 23 мин. начался эксперимент. Неустойчивое состояние реактора

не отражалось на БЩУ и не появлялось никаких опасений или предчувствия опасности у персонала. Подача пара на турбину была закрыта и момент турбогенератора вращал циркуляционные насосы. Турбина была отсоединена от генератора, увеличивая количество пара в АЗ. Поскольку вода нагревалась и образовывались паровые объемы в трубопроводах. Благодаря положительному паровому коэффициенту реактивности пузыри пара быстро увеличивали мощность реактора, который постепенно становился все более нестабильным и все более опасным. Поскольку реакция продолжалась, избыток ксенона-135 выгорал, увеличивая количество нейтронов для деления. Основная часть регулирующих стержней автоматической и ручной систем регулирования не были введены в реактор, что вело к разгону реактора.

В 01ч.23мин.40с. операторы нажали на кнопку АЗ-5 (быстрой аварийной защиты), что должно было привести к глушению реактора, полностью вводя все регулирующие стержни, однако это безусловно надо было сделать раньше. Но, как выяснилось, АЗ-5 скорее всего была нажата не в результате реакции на возникновение незапланированных событий, а просто в силу завершения эксперимента.

Малая скорость введения регулирующих стержней (18–20 секунд для всего цикла), привела к тому, что взрыв произошел, когда они застряли примерно на 1/3 полной глубины.

Интересно, что как и на ТМІ-2 информация, которую получали операторы, не давала возможности реально оценить ситуацию.

Официальное сообщение об аварии выглядело следующим образом:

Авария на энергоблоке № 4 Чернобыльской АЭС произошла 26 апреля 1986 года в 01 ч. 23 мин. 40 с. (время московское) в ходе проведения проектных испытаний одной из систем обеспечения безопасности. Данная система безопасности предусматривала использование механической энергии вращения останавливающихся турбогенераторов (так называемого выбега) для выработки электроэнергии в условиях наложения двух аварийных ситуаций. Одна из них - полная потеря электроснабжения АЭС, в том числе главных циркуляционных насосов (ГЦН) и насосов системы аварийного охлаждения реактора (САОР); другая - максимальная проектная авария (МПА), в качестве которой в проекте рассматривается разрыв трубопровода большого диаметра циркуляционного контура реактора. Проектом предусматривалось, что при отключении внешнего электропитания электроэнергия, вырабатываемая турбогенераторами за счет выбега, подается для запусков насосов, входящих в САОР, что обеспечило бы гарантированное охлаждение реактора. Предложение об использовании выбега ТГ исходило в 1976 году от главного конструктора реактора РБМК. Эта концепция была признана и включена в проекты строительства АЭС с реакторами такого типа. Однако энергоблок № 4 ЧАЭС, как и другие энергоблоки с РБМК, был принят в эксплуатацию без опробования этого режима, хотя такие испытания должны быть составной частью предэксплуатационных испытаний основных проектных режимов энергоблока. Кроме Чернобыльской, ни на одной АЭС с реак-

торами РБМК – 1000 после ввода их в эксплуатацию, проектные испытания по использованию выбега ТГ не проводились. Такие испытания были проведены на энергоблоке № 3 Чернобыльской АЭС в 1982 г. Они показали, что требования по характеристикам электрического тока, вырабатываемого за счет выбега ТГ, в течение заданного времени не выдерживались и необходима доработка системы регулирования возбуждения ТГ.

Программами испытаний 1982-1984 гг. предусматривалось подключение к выбегающему ТГ по одному ГЦН каждой из двух петель циркуляции реактора, а программами 1985 г. и апреля 1986 г. - по два ГЦН. При этом моделирование аварийной ситуации предусматривалось при отключенной ручными задвижками САОР. Испытание на четвертом энергоблоке было намечено провести днем 25 апреля 1986г. при тепловой мощности реактора 700 МВт, после чего реактор планировалось остановить для проведения плановых ремонтных работ. Следует отметить, что программа испытаний соответствовала действовавшим на тот момент требованиям. Таким образом, испытания должны были проводиться в режиме пониженной мощности, для которого характерны повышенный, относительно номинального, расход теплоносителя через реактор, незначительный недогрев теплоносителей до температуры кипения на входе в активную зону и минимальное паросодержание. Эти факторы оказали прямое влияние на масштаб аварии.

Некоторые версии возникновения и развития аварии

Версия Минэнерго СССР на основе расчетов ВНИИАЭС

В конце мая 1986 г. после изучения имевшихся данных и проведения расчетов во Всесоюзном НИИ атомных электростанций (ВНИИАЭС) группа специалистов Минэнерго СССР сделала дополнения к акту, в котором причинами аварии были названы:

- принципиально неверная конструкция стержней СУЗ;
- положительный паровой и быстрый мощностной коэффициент реактивности;
- большой расход теплоносителя при малом расходе питательной воды;
- нарушение персоналом регламентного значения оперативного запаса реактивности (ОЗР), малый уровень мощности;
- недостаточность средств защиты и оперативной информации для персонала;
- отсутствие указаний в проекте и технологическом регламенте об опасности нарушения установленного уровня ОЗР.

Версия экспертов СССР к сессии МАГАТЭ

В июле 1986 г. в ходе подготовки к специальной сессии МАГАТЭ был выполнен первый расчетный анализ аварии на упрощенной схеме модели. В докладе, предоставленном советскими экспертами на этой сессии в августе 1986 г., первопричиной аварии было названо "крайне маловероятное сочетание нарушений порядка и режима эксплуатации, допущенных персоналом

энергоблока". Отмечалось также, что "катастрофические размеры авария приобрела в связи с тем, что реактор был приведен персоналом в такое нерегламентное состояние, в котором существенно усилилось влияние положительного коэффициента реактивности на рост мощности". В этом же докладе были указаны следующие допущенные нарушения:

- снижение оперативного запаса реактивности существенно ниже допустимой величины;
- подключение к реактору всех ГЦН с превышением расхода по отдельным ГЦН, установленного регламентом;
- блокировка защиты реактора по сигналу остановки двух ТГ;
- блокировка защит реактора по уровню воды и давлению пара в барабане-сепараторе ;
- отключение системы защиты реактора от МПА (максимальной проектной аварии) (отключение САОР).

Версия первой международной рабочей группы по тяжелым авариям и их последствиям

В октябре-ноябре 1989 г. различные аспекты чернобыльской аварии были детально обсуждены на первой международной рабочей группе по тяжелым авариям и их последствиям (Дагомыс, СССР). Причиной аварии была единодушно признана "нестабильность реактора, вызванная как недостатками конструкции реактора, так и режимом его работы". Катастрофических масштабов авария достигла из-за положительного парового эффекта реактивности и недостатков конструкции поглощающих стержней. Действия персонала перед аварией были таковы, что способствовали проявлению этих недостатков реактора. Нарушив некоторые регламентные ограничения (по величине ОЗР и расходу теплоносителя), персонал практически вывел реактор в область "белого пятна", где поведение реактора не было изучено и оказалось ядерно-неустойчивым.

Как и в США после аварии на ТМ1-2 в СССР после чернобыльской аварии были приняты меры для повышения качества подготовки операторов и управления АЭС. В частности, началось создание тренажеров, на которых в реальном времени можно было воспроизводить различные (в том числе и аварийные) режимы работы реакторов.

Кроме того, был серьезно усовершенствован реактор РБМК, что привело к повышению его безопасности. В частности, был практически сведен к нулю положительный паровой коэффициент реактивности и существенно увеличена скорость ввода регулирующих стержней в АЗ.

Авария на Чернобыльской АЭС нанесла сильнейший удар по ядерной энергетике. Радиоактивное заражение значительных территорий в СССР и вынос радиоактивных аэрозолей далеко за границы СССР, большое количество человеческих жертв – все это привел к развитию движения за

запрет ядерной энергетики вообще. В ряде стран, например в Швеции и Германии были приняты решения о постепенном закрытии всех АЭС.

Однако, с другой стороны, аварии на ТМІ-2 и на четвертом блоке ЧАЭС инициировало значительное повышение уровня требований к безопасности АЭС. Был проведен большой цикл работ по анализу так называемых «запроектных» аварий, связанных с расплавлением АЗ. Все это обеспечило практическое отсутствие серьезных инцидентов на АЭС после 1986 года.

БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК

Будов В.М., Фарафонов В.А. Конструирование основного оборудования АЭС-М.: Энергоатомиздат, 1985.

Дементьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы.-М.: Энергоатомиздат, 1990.

Дорожук В.Е. Ядерные реакторы на электростанциях.-М.: Атомиздат, 1977.

Судаков А.В., Фокин Б.С. Парогенераторы и теплообменное оборудование АЭС: учебное пособие.-СПб.: НПО ЦКТИ, 2005.

Маргулова Т.Х. Атомные электрические станции.-М.: Высшая школа, 1974.

ОГЛАВЛЕНИЕ

Введение	3
1. Краткий обзор физических основ использования ядерных реакторов для генерации тепла на АЭС	5
1.1. Строение вещества	5
1.2. Ядерные реакции	5
1.3. Радиоактивность	6
1.4. Деление ядер	8
1.5. Размножение нейтронов	10
1.6. Реактивность	11
2. Некоторые общие сведения об атомных электростанциях	12
2.1. Ядерный реактор	12
2.2. Топливный цикл	13
2.3. Топливо	13
2.4. Теплоносители реакторов	14
2.5. Замедлители нейтронов в реакторах	14
2.6. Типы атомных электростанций	14
2.7. Тепловые схемы АЭС	16
2.8. Состояние мировой ядерной энергетики	18
3. Водородно-водяные реакторы	20
3.1. Водородно-водяные реакторы с водой под давлением (PWR)	20
3.2. Кипящие водородно-водяные реакторы	23
4. Реакторы с графитовым замедлителем	24
5. Тяжеловодородные реакторы	26
6. Общие принципы построения тепловых схем АЭС	28
7. Графитово-газовые реакторы	30
7.1. Возможность использования гелия	31
7.2. Приложение. Некоторые подробности появления газовых реакторов ..	34
8. Быстрые реакторы - ресурсная база для производства ядерного топлива	35
8.1. Обеспечение безопасности быстрых реакторов	38
8.2. Технико-экономические показатели быстрых реакторов	40
9. Принципы обеспечения безопасности АЭС	42
10. Проблема отработанного ядерного топлива (ОЯТ)	44
11. Аварии на АЭС	48
11.1. Авария на АЭС Three Mile Island	48
11.2. Авария на Чернобыльской АЭС	49
Библиографический список	54

Учебное издание

Михаил Абрамович Готовский

Ядерная энергетика

Учебное пособие

Редактор и корректор Т.А. Смирнова

Техн. редактор Л.Я. Титова

Темплан 2007, поз. 110

Подп. к печати 17.12.2007. Формат 60x84/16. Бумага тип. № 1. Печать офсетная.

Уч.-изд. л. 3,75. Усл.-печ. л. 3,75. Тираж 50 экз. Изд. № 110. Цена «С». Заказ 2064.

Ризограф ГОУ ВПО Санкт-Петербургского государственного технологического университета растительных полимеров, 198095, СПб., ул. Ивана Черных, 4.