

МИНИСТЕРСТВО ВЫСШЕГО И СРЕДНЕГО СПЕЦИАЛЬНОГО
ОБРАЗОВАНИЕ РЕСПУБЛИКИ УЗБЕКИСТАН
НУКУССКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ ПЕДАГОГИЧЕСКИЙ
ИНСТИТУТ имени АЖИНИЯЗА



Физико - математический факультет
Кафедра методика преподавания физики

ВЫПУСКНАЯ
КВАЛИФИКАЦИОННАЯ РАБОТА

Студентки 4-Г курса образовательного направления
5110200- «Методика преподавания физики и астрономии»
Салаева Илмирахан Илхамбек кизи на тему

**АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С НАТРИЕВЫМ
ТЕПЛОСИТЕЛЕМ**

Зав. кафедры:	д.ф.м.н. доц.Камалов А.
Научный руководитель:	проф.Жумамуратов А.
Выполнила:	Салаева И.

Нукус - 2021г.

Атомные электростанции с натриевым теплоносителем

Содержание		Стр.
Аббревиатура		3
Введение		4
Глава 1.	Общие сведения об атомном ядре	8
1.1.	Строение и характеристика атомного ядра	8
1.2.	Энергия связи и относительная энергия связи ядра	14
1.3.	Закон радиоактивного распада .Понятие активности и их единицы	20
Глава 2.	Атомные электростанции с натриевым теплоносителем	26
2.1.	Международное агентство по атомной энергии	26
2.2.	Достоинство и недостатки АЭС	29
2.3.	Жидкий натрий как теплоноситель в АЭС	31
2.4.	АЭС работающий на БН-350	36
Заключение		42
Использованная литература.		44
Список опубликованных работ Салаева И.И.		45

Аббревиатура

АЭС- Атомная электростанция

БН- атомный реактор на быстрых нейтронах

КИУМ- коэффициент использования установленной мощности

СУЗ- система управления и защиты реактора

МОКС- Международная организация космической связи

СГСЭ- электростатическая система СГС

СИ- система интернациональная

ООН- Организация Объединённых Наций

МАГАТЭ- Международное агентство по атомной энергии

OSART- Operational Safety Review Team

МЦСБ- Международный центр сейсмической безопасности

ТЭС- Тепловые электростанции

ВВЭР- водо- водяной энергетический реактор

ГРЭС- Гидрорециркуляционная электростанция

КЭС- Конденсационная электростанция

КПД- коэффициент полезного действия

ГТУ- Газотрубинная установка

РОУ- ручной огнетушитель углекислотный

ЯЭУ- ядерная энергетическая установка

РБМК- Реактор большой мощности канальный

BWR- boiling water reactor

Введение

Актуальность темы: Перспектива развития атомной энергетики обоснованно связывается сегодня с ядерной технологией, базирующейся на «быстрых» реакторах и замкнутом топливном цикле. Последнее означает переработку отработавшего топлива АЭС и повторное использование наработанного в энергетических реакторах плутония. Одним из основных условий успешной реализации данного инновационного направления развития атомной энергетики является наличие высококвалифицированных специалистов по эксплуатации и обслуживанию систем и оборудования энергоблоков АЭС с реакторами на быстрых нейтронах.

Перспективность технологии реакторов с натриевым теплоносителем и замкнутым топливным циклом определяется увеличением ресурсной базы атомной энергетики примерно в 100 раз за счет использования в топливном цикле всего природного урана при расширенном воспроизводстве плутония, решением проблемы отработавшего ядерного топлива при внедрении замкнутого топливного цикла, возможностью достижения сопоставимых с тепловыми реакторами удельных капитальных затрат в перспективных проектах реакторов на быстрых нейтронах, меньшей топливной составляющей по сравнению с тепловыми реакторами с учетом затрат на обращение с радиоактивными отходами, наработки плутония и роста цен на уран, достижением уровня безопасности, соответствующего требованиям к реакторным концепциям новых поколений. БН-600 является единственным в мире действующим энергетическим быстрым реактором, успешно эксплуатирующимся с 1980 г. на Белоярской АЭС. Средний КИУМ за весь срок эксплуатации после освоения полной мощности составил 74,4 %, а за последние 5 лет - 78,8 %.

Среднее число аварийных остановов реактора на 7000 ч работы составляет 0,2 (по АЭС мира - 0,5-0,7). За последние 5 лет аварийные

остановы реактора отсутствовали. К настоящему времени достигнута средняя глубина выгорания оксидного уранового топлива 72 МВтсут/кг (максимальная локальная - 104 МВт-сут/кг). Планируется - средняя глубина выгорания 74 МВт сут/кг (максимальная локальная - 112 МВт-сут/кг), в перспективе - более 112 МВт-сут/кг. В настоящее время получена лицензия на продление срока эксплуатации до 2020 года. Таким образом, накопленный опыт проектирования, изготовления и эксплуатации быстрых натриевых реакторов свидетельствует о том, что данная технология в России является практически освоенной и по степени надежности и безопасности удовлетворяет требованиям к перспективной ядерной технологии. На реакторе БН-600 подтверждена возможность проведения ремонтов и замены оборудования в условиях интегральной компоновки первого контура - исполнительных механизмов СУЗ, механизмов перегрузочного комплекса, главных циркуляционных насосов, промежуточных теплообменников и центральной поворотной колонны.

Особо следует отметить технологические операции по выемке некоторых элементов реактора при их не исправности по не штатным схемам. Уникальным явилось выполненное персоналом станции извлечение тепловыделяющей сборки после разрыва ее чехла при перегрузке (без головки для захвата механизмом перегрузки), что позволило предотвратить длительный останов энергоблока. Отечественная промышленность имеет освоенные технологии и практический опыт изготовления оборудования для реакторов данного типа. Это объясняет повышенный интерес других стран к российскому опыту и знаниям в этой области. На основе БН-600 разработан и реализуется проект энергоблока с реактором БН-800 электрической мощностью 880 МВт. Сооружение блока закончено в 2013 году.

Проведение физического пуска - конец 2013 года, энергопуск - в 2014 году. Реактор БН-800, разработанный на базе реактора БН-600, имеет улучшенные технико-экономические показатели и характеристики безопасности. Внедрение новых технических решений повышает

безопасность, экономичность и надежность энергоблока. В частности, предусмотрена дополнительная аварийная защита реактора на пассивном принципе действия. Введена аварийная система отвода остаточных тепловыделений через воздушные теплообменники. Предусмотрено устройство для локализации расплавленных фрагментов активной зоны в постулируемой аварии с отказом всех средств защиты реактора. За счет оптимизации технических решений и сокращения количества оборудования и систем снижена удельная металлоемкость реакторной установки. При разработке проекта БН-800 в полной мере использован положительный опыт БН-600 по обслуживанию, ремонту и эксплуатации оборудования и систем. БН-800 является необходимым этапом в создании серийного РБН. В нем предполагается использование МОКС-топлива для утилизации оружейного плутония с достижением выгорания МОКС-топлива до 15 % т.а. и выше, проведение испытаний высокоплотных видов топлива, обеспечивающих коэффициент воспроизводства на уровне 1,35-1,45, предусматривается отработка замкнутого топливного цикла на МОКС-топливе, а также проведение работ по организации выжигания младших актинидов как собственных, так и накопленных в тепловых реакторах. Проектный срок службы увеличивается с 30 лет (БН-600) до 45 лет с перспективой его продления до 60 лет. Федеральной целевой программой по развитию атомного энергопромышленного комплекса России предусмотрена разработка проекта, референтного для последующей серии, коммерческого энергоблока на быстрых нейтронах электрической мощностью 1200 МВт. Этапы создания: 2008-2015 гг. - разработка технического проекта реактора и выполнение программы НИОКР, 2018 г. - ввод в действие головного энергоблока на МОКС-топливе и организация его централизованного производства; 2021-2030 гг. - ввод в эксплуатацию малой серии энергоблоков суммарной мощностью около 10 ГВт; 2030-2050 гг. - массовый ввод в эксплуатацию энергоблоков с КВ до 1,35-1,45 на МОКС - и нитридном топливе. В проекте реактора БН-1200 не предусматриваются внешние натриевые трубопроводы первого

контура, что полностью исключает наиболее опасный класс проектных аварий с течами радиоактивного натрия. Все трубопроводы второго контура заключены в кожухи, что практически исключает течи нерадиоактивного натрия в помещения реакторной установки. Высокому уровню пожарной безопасности способствуют низкое давление в натриевых контурах (не выше 1 МПа) и низкая коррозионная активность натрия по отношению к используемым материалам. Высокий КИУМ будет обеспечиваться непрерывной работой реактора в период между перегрузками в течение 330 суток при одном ежегодном планово-предупредительном ремонте продолжительностью 30-35 суток, включая перегрузку.

Цель темы: заинтересовать в области атомной энергии путем предоставления знаний об атомных электростанциях с натриевым теплоносителем.

Задачи темы: формирование об атомных электростанциях с натриевым теплоносителем

Структура работы. Выпускная квалификационная работа на тему “Атомные электростанции с натриевым теплоносителем” состоит из введения, основной части которая делится на две главы, заключения, аббревиатуры, раздела используемой литературы и списком опубликованных работ.

ГЛАВА 1. ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ ОБ АТОМНОМ ЯДРЕ

1.1. Строение и характеристика атомного ядра

Первое явление из области ядерной физики было открыто в 1896 г. Анри Беккерелем (1852—1908). Это — естественная радиоактивность солей урана, проявляющаяся в самопроизвольном испускании невидимых лучей, способных вызывать ионизацию воздуха и почернение фотоэмульсий.

Через два года Пьер Кюри (1859—1906) и Мария Склодовская-Кюри (1867—1934) открыли радиоактивность тория и выделили из солей урана полоний и радий, радиоактивность которых оказалась в миллионы раз сильнее радиоактивности урана и тория. Детальное экспериментальное изучение радиоактивных излучений было произведено Резерфордом. Он показал, что радиоактивные излучения состоят из трех типов лучей, названных соответственно α -, β - и γ - лучами. Бета-лучи состоят из отрицательных электронов, движущихся значительно быстрее, чем электроны в катодных лучах, α - лучи — из положительно заряженных частиц (α – частиц, масса которых равна массе ядра гелия), γ -лучи аналогичны лучам Рентгена, только значительно более жесткие. В соответствии с этим α - и β -лучи отклоняются магнитным полем, и притом в противоположные стороны, а на γ -лучи магнитное поле не действует. Наименьшей проникающей способностью и наибольшим ионизирующим действием обладают α -лучи. Они поглощаются слоем алюминия толщиной всего в несколько микрометров. Для поглощения β -лучей требуется слой алюминия в среднем толщиной 1 мм. Ионизирующая способность β -лучей много меньше, чем α -лучей. Наибольшей проникающей способностью и наименьшим ионизирующим действием обладают γ -луча. Для защиты от них применяются свинцовые листы толщиной, зависящей от интенсивности излучения.

Ядерная природа радиоактивности была понята Резерфордом после того, как в 1911 г. он предложил ядерную модель атома и установил, что

радиоактивные излучения возникают в результате процессов, происходящих внутри атомного ядра. С этого момента и ведет свое начало ядерная физика.

Долгое время предполагалось, что само атомное ядро состоит из протонов и электронов. Однако такая гипотеза находилась в противоречии с экспериментальными фактами, относящимися к спинам и магнитным моментам ядер. Кроме того, присутствие электронов внутри ядра оказалось невозможным совместить с принципом неопределенности Гейзенберга. В 1932 г. после открытия Чедвиком (1891 —1974) нейтрона было установлено, что ядро состоит из протонов и нейтронов (эти частицы получили общее наименование нуклонов). Такая модель ядра была предложена в том же году независимо друг от друга Д. Д. Иваненко и Гейзенбергом(Рис.1).

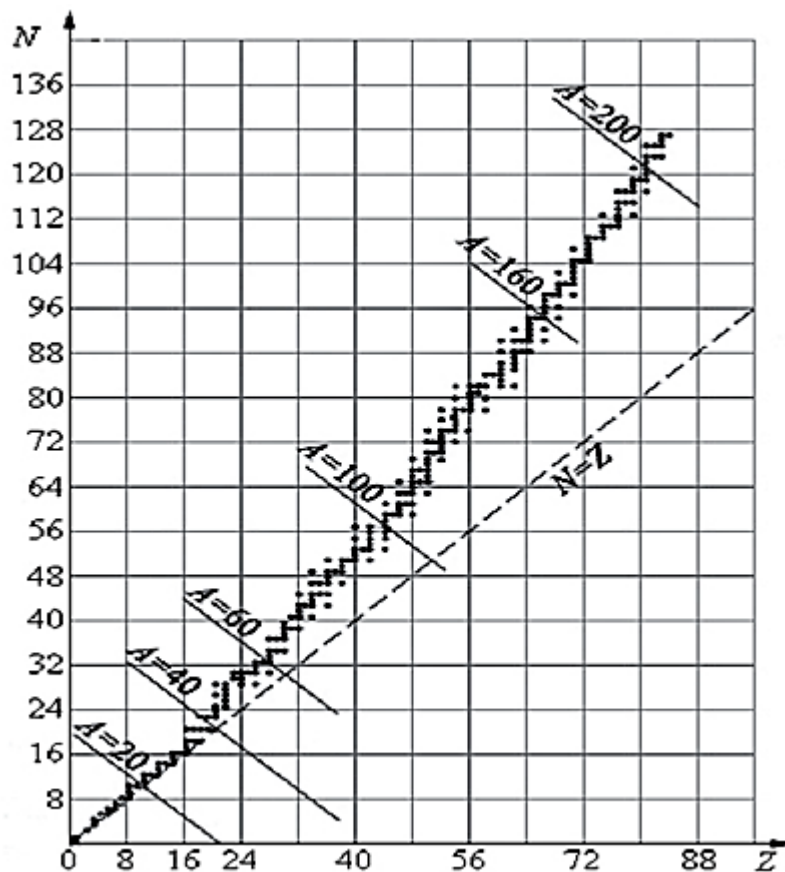
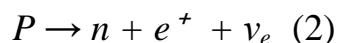


Рис.1. : N-Z диаграмма атомных ядер. Числа (A) протонов и нейтронов в стабильных ядрах .

Свободный протон — стабильная частица. Масса нейтрона больше массы протона на 0,14 % или 2,5 электронных масс.^[1] В соответствии с этим в свободном состоянии нейтрон распадается на протон, электрон и электронное антинейтрино:



Среднее время жизни нейтрона близко к 15,3 мин. Казалось бы, нет смысла говорить о нейтроне как об «элементарной» частице, а следует рассматривать его как «составную» частицу. Однако внутри ядра протон не свободен и ведет себя так же, как составная частица, распадающаяся на нейтрон, позитрон и электронное нейтрино:



Поэтому с тем же основанием протон можно считать «сложной» частицей, превращающейся в более «простую» — нейтрон. Это означает, что вопрос о том, какая частица — протон или нейтрон — более элементарна, лишен физического смысла. В этом отношении обе частицы равноправны.

Какая из них распадается, зависит от энергетических соотношений. В свободном состоянии нейтрон радиоактивен, а протон стабилен, т. е. идет процесс. Внутри же ядра возможны оба процесса. Тип распада определяется массами рассматриваемого ядра и возможных продуктов распада. Это обстоятельство и дает возможность рассматривать обе частицы — протон и нейтрон — как элементарные, взаимно превращающиеся друг в друга. Число протонов в ядре (зарядовое число) принято обозначать через Z , число нейтронов — через N . Их сумма $A = Z + N$ называется массовым числом ядра; число Z называют также порядковым номером элемента. Атомы с одинаковыми Z (т. е. атомы одного и того же элемента), но различными N называются изотопами, с одинаковыми A , но различными Z — изобарами, с одинаковыми N , но различными Z — изотопами. Наряду с термином ядро атома используется также термин нуклид. Основное различие между протоном и нейтроном состоит в том, что протон — заряженная частица, заряд которой $e = 4,803$

СГСЭ = $1,602 \cdot 10^9$ Кл. Это элементарный заряд, численно равный заряду электрона. Нейтрон же, как показывает уже его название, электрически нейтрален. Спины протона и нейтрона одинаковы и равны спину электрона, т. е. $1/2$ (в единицах \hbar), — обе частицы являются фермионами и подчиняются статистике Ферми — Дирака. Массы протона и нейтрона почти равны: масса протона $m_p = 1836,15m_e$, масса нейтрона $m_n = 1838,68m_e$, где m_e — масса электрона; $m_e = 9,1095 \cdot 10^{-28}$ г. Масса частицы связана с ее полной энергией соотношением Эйнштейна

$$E_{пол} = mc^2 \quad (3)$$

Поэтому в ядерной физике и физике элементарных частиц массу принято измерять в единицах энергии, причем за единицу энергии принимается мегаэлектронвольт (МэВ). В этих единицах $m_e = 0,511$ МэВ, $m_p = 938,3$ МэВ, $m_n = 939,6$ МэВ. При этом в указанных разделах физики под m понимается всегда масса покоя частицы (обозначение m_0 не применяется).

Принято также массу частицы измерять в так называемых атомных единицах массы (а. е. м). За атомную единицу массы принимается $1/12$ часть массы нейтрального атома углерода ^{12}C . Нетрудно подсчитать, что 1 а. е. м. = $931,502$ МэВ.

В настоящее время еще не создана последовательная законченная теория атомного ядра. Причина этого заключается прежде всего в том, что до сих пор не известны аналитическая зависимость ядерных сил от определяющих их параметров. Поэтому в отношении ядерных сил приходится вводить различные заведомо упрощенные и ограниченно применимые предположения, подобранные так, чтобы в определенной области явлений достигнуть согласия с экспериментальными данными. В атомной физике, даже не зная закона Кулона, можно было бы в значительной степени восстановить его, изучая энергетический спектр атома водорода, поскольку последний содержит очень много уровней. В физике же ядра из-за короткодействующего характера ядерных сил такой возможности нет, так как имеется всего одно связанное состояние из двух

нуклонов — дейтрон, состоящий из протона и нейтрона. Дейтрон же имеет всего один энергетический уровень, а этого, конечно, мало для суждения о силах, действующих между протоном и нейтроном. Положение осложняется тем, что силы взаимодействия нуклонов зависят не только от расстояния между ними, но и от их скоростей, а также от ориентации спинов. В 1934 г. Таммом (1895—1971) и Иваненко была развита теория ядерных сил, согласно которой переносчиками этих сил являются легкие частицы — электрон и позитрон, нейтрино и антинейтрино (частицы промежуточной массы — мюоны и пионы — в то время еще не были известны). Протон, например, испустив позитрон и нейтрино, превращается в нейтрон. Нейтрон же, поглотив те же частицы, превращается в протон. В результате этих процессов и возникают силы притяжения между протоном и нейтроном. В количественном отношении теория Тамма и Иваненко оказалась несостоятельной, так как она приводила к ядерному взаимодействию, которое было примерно в 10^{11} — 10^{13} раз слабее требуемого. Но основные идеи этой теории сохранили свое значение и впервые были использованы в 1935 г. японским физиком Юкава (1907—1981). Юкава в 1935 г. высказал предположение о существовании особого поля ядерных сил. Квантами этого поля являются частицы, которые, согласно гипотезе Юкавы, и осуществляют взаимодействие между нуклонами. По экспериментальным данным радиус действия ядерных сил равен $1,2 \cdot 10^{-13}$ см. Исходя из этого, можно оценить с помощью формулы массу гипотетической частицы Юкавы. Она оказалась равной $270m_e$ (около 140 МэВ). Вскоре в 1937 г. Неддермайер (р. 1907) и Андерсон (р. 1905) открыли в космических лучах положительные и отрицательные частицы (μ^\pm) массой $207 m_e$ (106 МэВ), называемые теперь мюонами (первоначальное название — мезоны). Естественно было предположить, что мюоны и являются частицами Юкавы. Однако это предположение сразу же пришлось отвергнуть, так как мюоны очень слабо взаимодействуют с веществом и поэтому не могут быть переносчиками ядерного взаимодействия. (Время жизни мюона в системе отсчета, где он

покоится, $\tau_{\mu} = 2,2 \cdot 10^{-6}$ с, так что релятивистские мюоны, образующиеся в верхних слоях атмосферы, могут доходить и действительно доходят до поверхности Земли.)

Лишь через 10 лет в 1947 г. Пауэлл (1903—1969), Оккиалини (р. 1907) и Латгес (р. 1924) в фотоэмульсиях, облученных космическими лучами в верхних слоях атмосферы, открыли следы заряженных частиц, названных пионами (π^{\pm}) которые распадаются на мюоны и нейтрино. В 1950г. был открыт и нейтральный пион π^0 . Пионы сильно взаимодействуют с веществом (время жизни $\tau_{\pi^{\pm}} = 2,6 \cdot 10^{-8}$ с, а $\tau_{\pi^0} = 0,83 \cdot 10^{-16}$ с). Поэтому пионы удовлетворяют требованиям, предъявляемым к частицам, переносящим ядерное взаимодействие. До недавнего времени считали, что пионы осуществляют сильные взаимодействия. Сейчас эта роль отводится глюонам.

Как было указано выше, слабые взаимодействия переносятся W^{\pm} и Z^0 - промежуточными бозонами. По экспериментальным данным массы W^{\pm} и Z^0 -бозонов соответственно приближенно равны 80 и 90 ГэВ. Эти данные с помощью формулы позволяют оценить радиус действия R слабых сил.

Для оценки возьмем W^{\pm} -бозоны, поскольку им соответствуют меньшая масса и, следовательно, больший радиус действия. Полагая $mc^2 = 80$ ГэВ, $\hbar c = 1,973$ ГэВ • см, получим

$$R = \hbar c / mc^2 = 2,5 \cdot 10^{-16} \text{ см}$$

Со времени возникновения кварковой модели принято считать, что основное взаимодействие между нуклонами осуществляется не мюонами, а сводится к взаимодействию кварков. Кварки — это гипотетические частицы, из которых состоят адроны, в том числе протоны и нейтроны.

Предполагается, что кварки несут дробные заряды $\pm \left(\frac{2}{3}\right) \cdot e$ и $\pm \left(\frac{1}{3}\right) \cdot e$ и обладают спином 1/2. Всего в настоящее время различают шесть кварков

(и соответствующих им анти кварков), которые группируются в три дублета.

Взаимодействие между кварками осуществляется путем обмена без массовыми частицами со спином 1 — глюонами. Кварки в свободном состоянии не удалось наблюдать в природе, в космических лучах и получить на ускорителях. Это привело гипотезе пленения кварков, согласно которой они существуют только внутри адронов и не могут существовать в свободном состоянии. Это объясняется тем, что силы взаимодействия между кварками убывают с уменьшением расстояния между ними и растут с увеличением расстояния. Благодаря этому на малых расстояниях кварки внутри адронов ведут себя как свободные частицы, называемые партонами.

Гипотеза кварков, поскольку она объяснила множество фактов в поведении элементарных частиц и предсказала существование новых, в настоящее время считается общепринятой.

1.2. Энергия связи ядро и относительная энергия связи ядро

Энергия связи ядра (относительно всех нуклонов) $\xi_{св}$ есть мера его прочности, измеряемая минимальной работой, которую надо произвести, чтобы полностью расщепить ядро на составляющие его протоны и нейтроны.

Энергию связи ядра надо отличать от его внутренней энергии, т. е. от энергии образования ядра $\xi_{об}$. Если энергию полностью расщепленного ядра принять за нуль, то, очевидно, $\xi_{об} = - \xi_{св}$. Через величину $\xi_{св}$ определится и энергия связи ядра по отношению к разделению его на любые две части, состоящие из протонов и нейтронов, т. е. минимальная работа, необходимая для разделения ядра на эти две части. Например, энергия связи протона в ядре, иначе называемая энергией отделения протона от ядра, есть минимальная работа, которую надо произвести, чтобы удалить протон из ядра. Она определяется формулой

$$\xi_p = \xi_{ce}(Z, A) - \xi_{ce}(Z-1, A-1), (4)$$

т. е. равна разности энергий связи исходного и конечного ядра. Аналогично энергия связи нейтрона в ядре (иначе, энергия отделения нейтрона от ядра)

$$\xi_n = \xi_{ce}(Z, A) - \xi_{ce}(Z, A-1), (5)$$

а энергия связи α -частицы в ядре (или энергия отделения ее)

$$\xi_\alpha = \xi_{cb}(Z, A) - \xi_{cb}(Z-2, A-4) - \xi_{cb}(\alpha), (6)$$

где $\xi_{cb}(\alpha)$ — энергия связи α -частицы. Понятно, что исходное ядро в этих формулах не может быть соответственно протоном, нейтроном или α -частицей. Иначе ξ_p , например, означала бы энергию отделения протона от ядра, которое само состоит только из одного протона, а такая постановка вопроса лишена смысла. В силу соотношения между массой и энергией энергия связи ядра может быть вычислена по формуле

$$\xi_{cb}(Z, A) = ZM_p + NM_n - M(Z, A), (7)$$

если массы выражены в энергетических единицах. Предполагается, что массы всех частиц — массы покоя (индекс нуль опущен, как это принято в ядерной физике и физике элементарных частиц). Массу заряженной частицы можно измерить масс-спектрографическим методом, основанным на измерении отклонений заряженных частиц в статических магнитных и электрических полях. Если же частица не заряжена (например, нейтрон), то измерение ее массы может быть сделано к измерению масс заряженных частиц.

Существенно заметить, что в таблицах приводятся не массы ядер, а величины, выражающиеся через массы нейтральные атомов. Поэтому для удобства вычислений целесообразно преобразовать так, чтобы в нее входили массы атомов, а не ядер. С этой целью в правой части прибавим и вычтем массу Z электронов. Пренебрежем далее разницей энергий связи этих электронов в Z атомах водорода, с одной стороны, и в атоме (Z, A) — с другой (такая разница только за последнее время стала доступной измерениям). Тогда перейдет в

$$\xi_{cb}(Z, A) = ZM_{ат}(H) + NM_n - M_{ат}(Z, A), (8)$$

где $M_{\text{ат}}(\text{H})$ —масса атома водорода, а $M_{\text{ат}}(Z, A)$ —масса атома с порядковым номером Z и массовым числом A . Полезным понятием в ядерной физике является дефект массы ядра, связанный с его энергией связи.

Дефектом массы ядра называется разность между массой рассматриваемого ядра, выраженной в атомных единицах массы, и соответствующим массовым числом A :

$$\Delta(Z, A) = M_{\text{яд}}(Z, A) - A. \quad (9)$$

Для установления зависимости между дефектом массы и энергией связи ядра используем формулу, считая, что вся масса в ней выражена в атомных единицах массы. Далее, учтем, что из формулы следует, что $M_{\text{яд}} = \Delta + A$. В частности, для нейтрона $M_n = \Delta_n + 1$, а для протона $M_p = \Delta_p + 1$.

Подставив эти значения получим или

$$\xi_{\text{св}} = Z(\Delta_p + 1) + N(\Delta_n + 1) - (\Delta + A), \quad (10)$$

или

$$\xi_{\text{св}} = Z\Delta_p + N\Delta_n - \Delta(Z, A), \quad (11)$$

так как $Z + N = A$. Отсюда видно, что при надлежащем сдвиге начала отсчета энергии (зависящем только от Z и N) дефект массы отличается от энергии связи ядра только знаком. Применим к расчету энергии связи ядра атома ${}^4_2\text{He}$. Масса протона $M_p = 938,2796 \text{ МэВ} = 1,0072764 \text{ а. е. м.}$, масса нейтрона $M_n = 939,5731 \text{ МэВ} = 1,008665$, масса α -частицы (ядра ${}^4\text{He}$) $M_\alpha = 4,001506 \text{ а.е. м.}$ Следовательно, для соответствующих дефектов масс получаем $\Delta_p = 0,007276$, $\Delta_n = 0,008665$, $\Delta_\alpha = 0,001506$, а для энергии связи α -частицы $\xi_{\text{св}} = 2(0,007276 + 0,008665) - 0,001506 = 0,030 \text{ а.е.м.} = 28,38 \text{ МэВ.}$

Дефект массы, определяемый формулой, есть величина безразмерная. Но ему искусственно можно приписать размерность массы (энергии), если условиться, что формула это определяет Δ только в атомных единицах массы. После этого простым пересчетом определится значение Δ в мегаэлектронвольтах (или в других единицах массы). В результате получится, например, $\Delta_p = 6,77761 \text{ МэВ}$, $\Delta_n = 8,07146 \text{ МэВ}$, $\Delta_\alpha = 1,4028414 \text{ МэВ}$. Как уже отмечалось выше, в таблицах обычно приводятся

не массы ядер, а массы нейтральных атомов. Последние больше масс ядер на массы электронных оболочек. В соответствии с этим вместо дефектов масс ядер приводятся дефекты масс также нейтральных атомов, т. е. величины

$$\delta(Z, A) = M_{\text{ат}}(Z, A) - A. \quad (12)$$

Например, дефект массы атома ${}^4_2\text{He}$ получится, если к дефекту массы α -частицы добавить массу двух электронов: $2 \cdot 0,511003 = 1,022006$ МэВ.

Таким путем" для дефекта массы атома ${}^4_2\text{He}$ получится $1,4028414 + 1,022006 = 2,42485$ МэВ. Очевидно, формула остается справедливой, если дефекты масс ядер заменить на дефекты масс нейтральных атомов, т. с.

$$\xi_{\text{св}} = Z\delta_p + N\delta_n - \delta(Z, A), (13)$$

Интересно сравнить энергию связи α -частицы с относительным изменением массы вещества при химических реакциях. Например, в реакции $\text{H}_2 + \text{O} \rightarrow \text{H}_2\text{O}$ достигается температура порядка $1000^\circ\text{C} = 1273\text{ K}$, что соответствует средней энергии $3 \cdot (3/2) kT = (9/2) \cdot 1,38 \cdot 10^{-16} \cdot 1273 \approx 7,9 \cdot 10^{-13}$ эрг $\approx 0,5$ эВ на одну молекулу воды (молекула воды состоит из трех атомов: двух атомов водорода и одного атома кислорода). Так как молекула воды содержит 18 нуклонов, а масса нуклона равна 931 МэВ, то собственная энергия молекулы воды равны $18 \cdot 931 = 16,8 \cdot 10^3$ МэВ = $16,8 \cdot 10^9$ эВ.

Относительное изменение массы вещества при этой химической реакции составляет примерно $3 \cdot 10^{-11} = 3 \cdot 10^{-9} \%$, что недоступно измерению даже масс-спектрографическими методами. Этот пример делает понятным, почему экспериментальная проверка формулы Эйнштейна $\Delta m = \Delta \xi / c^2$ па химических реакциях оказалась безнадежной, а стала возможной только на ядерных реакциях. Отношен $\xi_{\text{св}} / A$, т. е. средняя энергия связи, приходящаяся па один нуклон, называется удельной энергией связи, а дефект массы, отнесенный к одному нуклону, $f = \Delta / A$, — упаковочным коэффициентом.

Ядро	2_1H	3_2He	4_2He	6_3Li	7_3Li	${}^{14}_7N$	${}^{16}_8O$	${}^{19}_9F$
$\xi_{св}/A, \text{МэВ}$	1,12	2,573	7,074	5,332	5,606	7,476	7,976	7,632

Удельные энергии связи для легких ядер, вычисленные по формуле приведены в табл. 1. Разумеется, для легких ядер нет оснований ожидать согласия экспериментальных данных с вычисленными по капельной модели. Таким образом, на основании сказанного для энергии связи ядра можно написать

$$\xi_{св} = C_{об}A - C_{пов}A^{2/3} - C_{кул}Z^2A^{-1/3} - C_{сим}(A - 2Z)^2A^{-1} + C_{спар}A^{-\epsilon}\delta \quad (14)$$

Эта полуэмпирическая формула называется формулой Вейцеккера (Г . 1912). Последний член установлен на основании эмпирических данных, причем для показателя ϵ разные авторы приводят различные значения от $+1/3$ до 1. В настоящей книге принимается $\epsilon=3/4$. Значение δ равно

$$\delta = \begin{cases} +1 & \text{для чётно-чётных ядер,} \\ 0 & \text{для ядер с нечётным } A, \\ -1 & \text{для нечётно-нечётных ядер.} \end{cases}$$

Коэффициенты в формуле подбираются так, чтобы получилось наилучшее согласие с опытом. В настоящее время приняты следующие значения:

$$C_{об} = 15,75 \text{ МэВ,}$$

$$C_{пов} = 17,8 \text{ МэВ,}$$

$$C_{кул} = 0,710 \text{ МэВ,}$$

$$C_{сим} = 23,7 \text{ МэВ,}$$

$$C_{спар} = 34 \text{ МэВ,}$$

$$\epsilon = 3/4.$$

Формула Вейцеккера для энергии связи в большинстве случаев справедлива с точностью до нескольких мегаэлектронвольт и чрезвычайно

полезна при выяснении всех существенных общих свойств ядер (легкие ядра исключаются из рассмотрения). Однако некоторые детали не отражаются этой формулой должным образом. Сюда относятся, например, особая устойчивость «магических» ядер и флуктуации энергии спаривания.

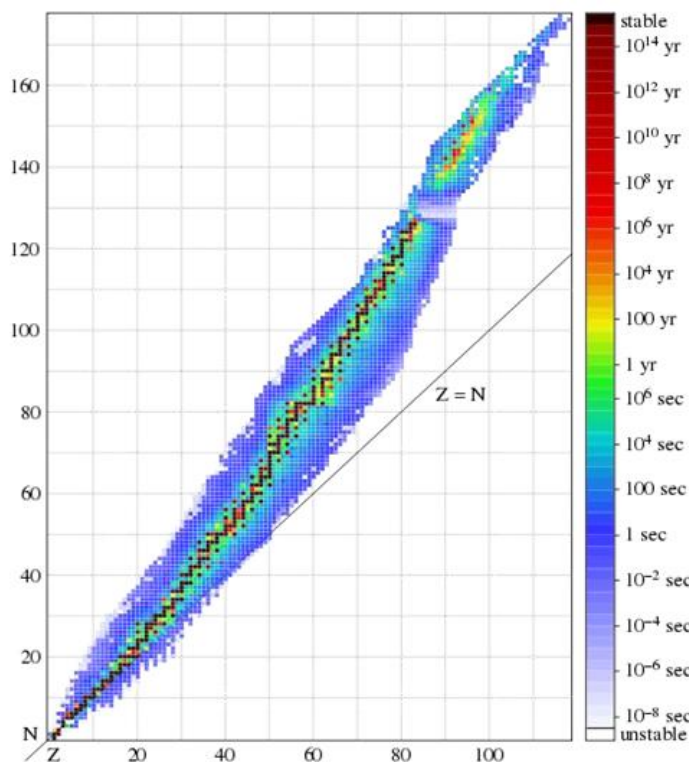


Рис.2. Таблица нуклидов с указанными магическими числами.

Магическими называются ядра, у которых число протонов или нейтронов равно одному из чисел 2, 8, 20, (28), 50, 82, 126 (в последнем случае только для нейтронов рис.2). Сами эти числа называются также магическими. Если у ядра одновременно являются магическими как число протонов, так и число нейтронов, то такое ядро называется дважды магическим. Таких ядер всего пять: ${}^4_2\text{He}$, ${}^{16}_8\text{O}$, ${}^{48}_{20}\text{Ca}$, ${}^{208}_{82}\text{Pb}$. Магические и в особенности дважды магические ядра отличаются повышенной устойчивостью (т. е. обладают большими удельными энергиями связи) и большей распространенностью в природе по сравнению с другими ядрами.

Существование магических чисел объясняется оболочечной моделью ядра.

1.3. Закон радиоактивного распада. Понятие активности и их единицы

Радиоактивный распад — явление статистическое. Все предсказания, которые могут быть сделаны на основе законов радиоактивного распада, носят принципиально вероятностный характер.

Нельзя сказать, какие атомы в радиоактивном образце распадутся за рассматриваемое время. Но можно практически с полной достоверностью предсказать, сколько атомов распадется за это время.

Например, в случае радона половина атомов распадется за 3,8 дня.

И это вероятностное предсказание будет выполняться тем точнее, чем с большим количеством радона имеют дело. Вероятность распада ядра за единицу времени называется постоянной распада λ радиоактивных ядер данного сорта. Это значит, что из N имеющихся радиоактивных ядер за единицу времени в среднем распадается λN , а за время dt — $\lambda N dt$ ядер.

Величина λN называется активностью радиоактивного источника (радиоактивностью). Старейшей, до сих пор наиболее употребительной единицей радиоактивности является кюри (Ки) и ее дольные единицы: милликюри ($1 \text{ мКи} = 10^{-3} \text{ Ки}$) и микрокюри ($1 \text{ мкКи} = 10^{-6} \text{ Ки}$). По первоначальному определению кюри есть активность одного грамма изотопа радия ${}^{226}_{88}\text{Ra}$. Однако для удобства измерения это определение в дальнейшем было заменено следующим:

$$1 \text{ Ки} = 3,700 \cdot 10^{10} \text{ расп/с}$$

Активность же грамма радия лишь приближенно составляет 1 Ки.

Естественной единицей активности является 1 распад в секунду. Эта единица получила название беккерель (Бк) и принята в Международной системе СИ. В литературе употребляется также единица резерфорд: $1 \text{ Рд} = 10^6 \text{ Бк}$. Поскольку радиоактивные превращения совершаются внутри ядра, внешние условия (температура, давление, химические реакции и пр.)

на ход радиоактивных превращений практически не оказывают никакого влияния.

Во всяком случае такое влияние не удалось обнаружить самыми точными способами, которыми располагала физика до открытия эффекта Мёссбауэра. В частности, не удавалось обнаружить зависимости от внешних условий постоянной радиоактивного распада λ . Исключением являлся только e -захват. Для него еще до использования Мёссбауэровской спектроскопии была обнаружена очень слабая зависимость величины λ от внешних условий. Но в этом случае явление определяется не только тем, что происходит внутри ядра, но и в ближайших к нему участках электронной оболочки. Только методами мёссбауэровской спектроскопии удалось отчетливо обнаружить влияние электронной оболочки атома на явления, происходящие внутри атомного ядра. Но в громадном большинстве случаев это влияние не играет никакой роли. Постоянная λ не зависит и от времени.

Образно говоря, радиоактивные ядра могут только умирать, но они никогда не стареют.

После этих замечаний сформулируем основной закон радиоактивного распада. Пусть N — число (очень большое) радиоактивных ядер в момент времени t , а $N + dN$ — в более поздний момент $t + dt$. Величина dN отрицательна, поскольку ядра могут только распадаться, т. е. число их убывает. На основании изложенных выше

$$dN = -\lambda N dt. \quad (15)$$

Поскольку λ не зависит от времени, после интегрирования получаем

$$N = N_0 e^{-\lambda t}, \quad (16)$$

т. е. число не распавшихся ядер убывает во времени экспоненциально. Время t можно отсчитывать от любого момента, принимаемого за начальный. Постоянная N_0 означает число не распавшихся ядер в начальный момент времени. Это формула и выражает основной закон радиоактивного распада. Разумеется, она относится к тем

атомам радиоактивного вещества, которые могут только распадаться, но не могут появляться или исчезать в результате каких-либо других процессов.

Постоянную распада λ можно выразить через среднее время жизни радиоактивного ядра. Так как за промежуток времени между t и $t+dt$ распадается — dN ядер, то можно сказать, что каждое из этих ядер «живет» время t , считая от начала отсчета времени. Суммарное время жизни этих — dN ядер составляет — $t dN$, а суммарное время жизнь всех N_0 ядер определяется интегралом

$$-\int_{N_0}^0 t dN = \lambda \int_0^{\infty} t N dt = \lambda N_0 \int_0^{\infty} t e^{-\lambda t} dt = \frac{N_0}{\lambda}. (17)$$

Таким образом, среднее время жизни одного радиоактивного ядра будет

$$\tau = (N_0/\lambda) : N_0, \text{ т.е.} \\ \tau = 1/\lambda. (18)$$

Оно не зависит от выбора начала отсчета времени. Это вполне естественно, поскольку все моменты времени в отношении радиоактивного распада полностью равноправны. Различные моменты характеризуются различными значениями полного числа радиоактивных ядер N , но относительное число ежесекундно распадающихся ядер — N/N одно и то же для всех моментов времени и равно постоянной распада λ . Заметим еще, что время τ для сокращения обычно называют просто временем жизни ядра, опуская прилагательное «среднее». С введением времени жизни представится в виде

$$N = N_0 e^{-t/\tau} (19)$$

Время $T_{1/2}$, по истечении которого число наличных радиоактивных атомов убывает в два раза, называется периодом или временем полураспада. Для его определения получим

$$N = N_0 e^{-T_{1/2}/\tau}, (20)$$

откуда

$$T_{1/2} = \tau \ln 2 = 0,6931\tau. (21)$$

Если одновременно происходят два конкурирующих процесса, так что ядра N могут одновременно испускать частицы одного сорта N_1 , согласно уравнению $dN_1 = -\lambda_1 N dt$, и частицы другого сорта N_2 , согласно уравнению

$$dN_2 = -\lambda_2 N_2 dt$$

$$dN = dN_1 + dN_2 = -(\lambda_1 + \lambda_2)N dt. (22)$$

Отсюда следует, что обратная величина «результатирующего» времени жизни τ равна сумме обратных величин времен жизни τ_1 и τ_2 обоих конкурирующих процессов: $1/\tau = 1/\tau_1 + 1/\tau_2$. При радиоактивном распаде ядер исходного вещества могут возникать новые радиоактивные ядра. В таком случае первые ядра называются материнскими, а вторые — дочерними. Обозначим числа этих ядер соответственно через N_1 и N_2 , а их постоянные распада — через λ_1 и λ_2 . Тогда изменения N_1 и N_2 будут описываться уравнениями

$$dN_1/dt = -\lambda_1 N_1,$$

$$dN_2/dt = \lambda_1 N_1 - \lambda_2 N_2. (23)$$

Первое из этих уравнений с точностью до обозначений полностью совпадает, поскольку число N_1 может только убывать за счет радиоактивного распада материнских ядер. При этом из каждого материнского ядра возникает дочернее ядро. Это обстоятельство учитывается первым слагаемым в правой части второго уравнения системы. Другое же слагаемое ($-\lambda_2 N_2$) учитывает убыль дочерних ядер из-за их радиоактивного распада. Если дочерние ядра также радиоактивны, то при их распаде возникают новые ядра, число которых обозначим через N_3 , а постоянную распада — через λ_3 . В этом случае к системе уравнений добавляется третье уравнение

$$dN_3/dt = \lambda_2 N_2 - \lambda_3 N_3 (24)$$

и т. д.

Важнейшим является случай системы когда рассматриваются только материнские и соответствующие им дочерние также радиоактивные ядра. Этим случаем мы и ограничимся. Решение системы имеет вид

$$N_1 = N_{10}e^{-\lambda_1 t},$$

$$N_2 = N_{10} \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} e^{-\lambda_1 t} + \left(N_{20} - N_{10} \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} \right) e^{-\lambda_2 t}, \quad (25)$$

где N_{10} и N_{20} — начальные значения чисел атомов N_1 и N_2 материнского и дочернего вещества. В частном случае, когда в начальный момент дочернее вещество еще не образовалось ($N_{20}=0$), это формула упрощается и переходит в

$$N_2 = N_{10} \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}) \quad (26).$$

Полное число атомов $N_1 + N_2$, как видно из формул, не сохраняется, если только дочерние ядра испытывают распад $\lambda_2 \neq 0$. Но если дочерние ядра не распадаются $\lambda_2 = 0$, то из тех же формул получается $N_1 + N_2 = N_{10} = \text{const}$, т. е. полное число атомов $N_1 + N_2$ сохраняется. Тот же результат немедленно получается, если почтенно сложить и учесть, что $\lambda_2 = 0$.

Аналогично, если не распадаются ядра, возникающие из дочерних $\lambda_3 \neq 0$, то сложением получим $N_1 + N_2 + N_3 = \text{const}$, и т. д. Особенно важным является случай, когда материнское вещество — долгоживущее, а дочернее вещество по сравнению с ним распадается быстро ($\lambda_1 \ll \lambda_2$), причем время наблюдения

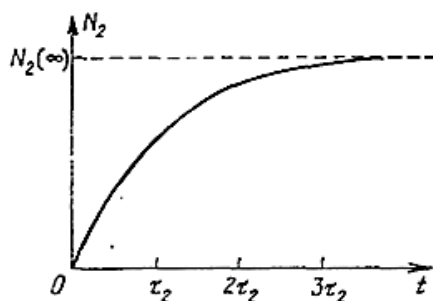


График 1. График зависимости число атомов на время.

t пренебрежимо мало по сравнению с временем жизни τ_1 материнского вещества ($\lambda_1 t \ll 1$). За это время изменением N_1 можно пренебречь, т. е. N_1 считать величиной постоянной. В таком случае получается

$$N_1 = \text{const}, \quad N_2 = \frac{\lambda_1 N_1}{\lambda_2} (1 - e^{-\lambda_2 t}), \quad (27)$$

так как величиной λ_1 в знаменателе можно пренебречь. Число атомов N_2 при $t \rightarrow \infty$ асимптотически стремится к насыщению $N_2(\infty) = \lambda_1 N_1 / \lambda_2$. Насыщение наступает практически через промежуток времени $t \approx 3\tau_2$ (График 1.). Таким образом, в состоянии насыщения выполняется условие

$$\lambda_1 N_1 = \lambda_2 N_2. \quad (28)$$

Это равенство называют также условием радиоактивного равновесия.

Как видно из формулы, физический смысл его состоит в том, что распад атомов дочернего вещества в любой момент времени компенсируется увеличением их числа за счет распада атомов материнского вещества.

ГЛАВА.2. АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

2.1.Международное агентство по атомной энергии

В 1956 году в рамках ООН было создано Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) в качестве ведущей организации по международному сотрудничеству в области мирного использования ядерной науки и технологий и практическому применению атомной энергии в мирных целях для устойчивого развития человечества, предотвращения распространения ядерного оружия и обеспечения ядерной безопасности, установления и проведения в жизнь гарантий мирного сотрудничества и разоружения. Главной целью МАГАТЭ является поддержание режима нераспространения ядерного оружия. Усилия МАГАТЭ в этом направлении были отмечены Нобелевской премией мира 2005 года. Начиная с 1986 года, важной стороной деятельности МАГАТЭ является обеспечение помощи государствам - членам в случае радиационной аварии. Основой для этого стали конвенции об оперативном оповещении о ядерной аварии и о помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации, которые были подготовлены под эгидой МАГАТЭ. Исходя из пожеланий и интересов стран-участниц, МАГАТЭ обеспечивает решение следующих задач:

- безопасность и защита (Safety and Security);
- наука и техника (Science and Technology);
- надзор и сертификация (Safeguards and Verification). Задачами департамента ядерной безопасности являются:
 - создание стандартов по безопасности МАГАТЭ и относящихся к ним документов;
 - безопасность ядерно-технических установок;
 - безопасность радиоактивных источников;
 - безопасность при транспортировке радиоактивных материалов;

- безопасность при работе с радиоактивными веществами;
- охрана ядерно-технических установок, топливных и радиоактивных материалов;
- научно-техническая информация и сети;
- проведение проверок безопасности (Safety Review Services) по запросам государств-членов МАГАТЭ (например, OSART).

В функции МАГАТЭ входят также создание стандартов по безопасности для защиты от воздействия радиоактивного облучения, подтверждение применения стандартов по безопасности (по желанию стран-участниц). Деятельность МАГАТЭ по улучшению ядерной безопасности включает в себя разработку стандартов по безопасности (на основании международного согласия), а также международных соглашений; направление международных экспертов по безопасности; поддержку исследований, технического сотрудничества и обмена информацией. Одним из важнейших направлений деятельности МАГАТЭ является создание режима глобальной ядерной безопасности и защиты, включающего организационные, законодательные и технические составляющие для обеспечения безопасности и защиты ядерных объектов, а также международную координацию деятельности в этом направлении, основой которой является национальная инфраструктура ядерной безопасности. Начиная с середины 1990-х гг. было введено много новых положений в виде конвенций и сводов правил. Они действуют наряду с международными стандартами, руководствами, экспертизами и сетями по обмену опытом с целью поддержания и усиления существующей национальной и региональной инфраструктуры. В 2008 г. в МАГАТЭ открылся Международный центр сейсмической безопасности (МЦСБ) для оказания содействия государствам-членам в оценке сейсмической активности на участках размещения ядерных установок для смягчения последствий сильных землетрясений. МЦСБ будет содействовать обмену знаниями, оказывать консультативные услуги и проводить учебные курсы,

тем самым укреплять сейсмическую безопасность, учитывая опыт предыдущих сейсмических событий. Работа МЦСБ обеспечивается научным комитетом экспертов высокого уровня, являющихся специалистами в семи областях, включая геологию и тектонику, сейсмологию, сейсмическую опасность, инженерную геологию, проектирование зданий и сооружений, оборудование и сейсмический риск.

Агентство уполномочивается устанавливать и применять в консультации и, в надлежащих случаях, в сотрудничестве с компетентными органами ООН и с заинтересованными специализированными учреждениями, нормы безопасности для охраны здоровья и сведения к минимуму опасности для жизни и имущества и обеспечивать применение этих норм. В целях обеспечения защиты людей и охраны окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения нормы безопасности МАГАТЭ устанавливают основополагающие принципы безопасности, требования и меры для обеспечения контроля за радиационным облучением людей и выбросом радиоактивного материала в окружающую среду, ограничения вероятности событий, которые могут привести к утрате контроля за активной зоной ядерного реактора, ядерной цепной реакцией, радиоактивным источником или любым другим источником излучения, и смягчения последствий таких событий в случае, если они будут иметь место. Нормы относятся к установкам и деятельности, связанным с радиационными рисками, включая ядерные установки, использование радиационных и радиоактивных источников, перевозку радиоактивных материалов и обращение с радиоактивными отходами. Меры по обеспечению безопасности и физической безопасности преследуют общую цель защиты жизни и здоровья людей и охраны окружающей среды.

Меры по обеспечению безопасности и физической безопасности должны разрабатываться и осуществляться комплексно, таким образом, чтобы меры по обеспечению физической безопасности не осуществлялись в ущерб безопасности и, наоборот, чтобы меры по обеспечению

безопасности не осуществлялись в ущерб физической безопасности. В рамках своего мандата МАГАТЭ разработало логическую систему целей и принципов безопасности ядерных реакторов. Нормы безопасности отражают международный консенсус относительно образцовой практики, направленной на достижение высокого уровня безопасности, и выпускаются в Серии норм безопасности МАГАТЭ, состоящих из документов трех категорий.

2.2. Достоинство и недостатки АЭС

Главное преимущество – практическая независимость от источников топлива из-за небольшого объема используемого топлива. Например 54 тепловыделяющие сборки общей массой 41 тонна на один энергоблок с реактором ВВЭР-1000 в 1—1,5 года (для сравнения, Троицкая ГРЭС мощностью 2000 МВт сжигает за сутки два железнодорожных состава угля). Расходы на перевозку ядерного топлива, в отличие от традиционного, минимальны. В России это особенно важно в Европейской части, так как доставка угля из Сибири слишком дорога. Огромным преимуществом АЭС является её относительная экологическая чистота. На ТЭС суммарные годовые выбросы вредных веществ, в которые входят сернистый газ, оксиды азота, оксиды глерода, углеводороды, альдегиды и золовая пыль, на 1000 МВт установленной мощности составляют от примерно 13 000 тонн в год на газовых и до 165 000 тонн на пылеугольных ТЭС. Подобные выбросы на АЭС возникают в редких случаях задействования резервных дизельных генераторов. ТЭС мощностью 1000 МВт потребляет 8 миллионов тонн кислорода в год для окисления топлива, АЭС же не потребляют кислорода. Кроме того, больший удельный (на единицу произведённой электроэнергии) выброс радиоактивных веществ даёт угольная станция. В угле всегда содержатся природные радиоактивные вещества, при сжигании

угля они практически полностью попадают во внешнюю среду. При этом удельная активность выбросов ТЭС в несколько раз выше, чем для АЭС.

Единственный фактор, в котором АЭС уступают в экологическом плане традиционным КЭС — тепловое загрязнение, вызванное большими расходами технической воды для охлаждения конденсаторов турбин, которое у АЭС несколько выше из-за более низкого КПД (не более 35 %).

Однако этот фактор важен для водных экосистем, а современные АЭС в основном имеют собственные искусственно созданные водохранилища-охладители или вовсе охлаждаются градирнями. Также некоторые АЭС отводят часть тепла на нужды отопления и горячего водоснабжения городов, что снижает непродуктивные тепловые потери. Существуют действующие и перспективные проекты по использованию «лишнего» тепла в энергобиологических комплексах (рыбоводство, выращивание устриц, обогрев теплиц и пр.). Кроме того, в перспективе возможно осуществление проектов комбинирования АЭС с ГТУ, в том числе в качестве «надстроек» на существующих АЭС, которые могут позволить добиться аналогичного с тепловыми станциями КПД. Для большинства стран, в том числе и России, производство электроэнергии на АЭС не дороже, чем на пылеугольных и тем более газомазутных ТЭС. Особенно заметно преимущество АЭС в стоимости производимой электроэнергии во время так называемых энергетических кризисов, начавшихся с начала 70-х годов.

Падение цен на нефть автоматически снижает конкурентоспособность АЭС. Затраты на строительство АЭС разнятся в зависимости от проекта. По оценкам 2007 года, составленным на основе реализованных в 2000-х годах проектов, ориентировочно равны 2300 \$ за кВт электрической мощности, эта цифра может снижаться при массовости строительства (для ТЭС на угле 1200 \$, на газе — 950 \$). Прогнозы 2012 года на стоимость проектов, осуществляемых в настоящее время, сходятся на цифре 2000 \$ за кВт (на 35 % выше, чем для угольных, на 45 % — газовых ТЭС). По состоянию на 2018 год российские проекты на основе

российских ВВЭР-1000/1200 обходятся примерно в 140 000 руб (\$2200) за кВт установленной мощности, зарубежные проекты на основе российских ВВЭР-1000/1200 в 2 раза дороже. Главный недостаток АЭС — тяжёлые последствия аварий, для исключения которых АЭС оборудуются сложнейшими системами безопасности с многократными запасами и резервированием, обеспечивающими исключение расплавления активной зоны даже в случае максимальной проектной аварии. В то же время в мире эксплуатируются реакторы, не имеющие важных систем безопасности, требовавшихся стандартами безопасности 1970-х годов.

Серьёзной проблемой для АЭС является их ликвидация после выработки ресурса, по оценкам она может составить до 20 % от стоимости их строительства. По ряду технических причин для АЭС крайне нежелательна работа в манёвренных режимах, то есть покрытие переменной части графика электрической нагрузки. Также недостатком АЭС являются трудности переработки отработавшего ядерного топлива.

2.3. Жидкий натрий как теплоноситель в АЭС

Жидкометаллический теплоноситель может использоваться в реакторах как на тепловых, так и на быстрых нейтронах, в последнем случае коэффициент воспроизводства ядерного горючего больше единицы.

Преимущество такого теплоносителя — возможность работы при низких давлениях (0,5 МПа) в первом контуре. Значительная в сравнении с водным и газовым теплоносителями плотность жидких металлов позволяет перекачивать относительно малые объёмы, т. е. уменьшать диаметры трубопроводов и расходы на собственные нужды, а также обеспечивать высокий коэффициент теплоотдачи от поверхности оболочки ТВЭЛА к теплоносителю, что позволяет при той же температуре оболочки получать более высокие температуры теплоносителя. Пока для АЭС наиболее пригоден жидкий натрий.

Жидкометаллический теплоноситель значительно осложняет оборудование АЭС и выдвигает довольно большое число инженерно-технических проблем. Поэтому АЭС с жидкометаллическими теплоносителями разрабатывают только применительно к реакторам на быстрых нейтронах.

Одно из преимуществ жидкого натрия как теплоносителя - высокие удельные энерговыделения в активной зоне, составляю – зоны. В связи с этим вероятность вылета нейтронов из активной зоны 400-800 МВт/м³, что приводит к малым размерам активной зоны относительно велика и может достигать даже 30%. Эти нейтроны используются для воспроизводства топлива, для чего активная зона окружается воспроизводящим экраном, содержащим обедненный (отвальный) уран.

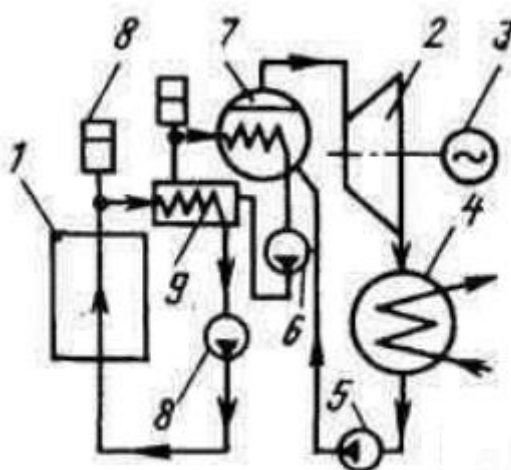


Рис.3. Упрощенная схема трехконтурной АЭС;

- 1 — реактор; 2 — паровая турбина; 3 — электрический генератор;
- 4 — конденсатор; 5 — питательный насос;
- 6 — циркуляционный насос; 7 — компенсатор объема;
- 8 — парогенератор; 9 — промежуточный теплообменник.

Еще одно преимущество жидкого натрия как теплоносителя возможность работы при высоких температурах. Это требует оболочек ТВЭлов из стали 08X18H10T, но позволяет использовать пар высоких параметров.

Жидкий натрий как теплоноситель выдвигает ряд требований к оборудованию и его эксплуатации. Температура плавления натрия 97°C , поэтому для пуска станции необходим предварительный электроразогрев всего оборудования и трубопроводов. В зависимости от тепловой схемы пуск станции может потребовать от трех до пяти недель.

Если натрий радиоактивен, то бурная реакция его с водой может иметь особенно негативные последствия. В связи с этим обязателен промежуточный натриевый контур, т. е. АЭС работает как трехконтурная (рис.4). Давление в промежуточном контуре поддерживается большим, чем в первом контуре. Тем самым обеспечивается отсутствие радиоактивности в промежуточном контуре, т. е. исключается контакт воды с радиоактивным натрием при появлении протечек между контурами.

Оборудование первого и промежуточного натриевых контуров существенно отличается от применяемого при других теплоносителях. Так, в системе трубопроводов должны быть предусмотрены установки для очистки натрия от оксидов и гидридов, так называемые «холодные ловушки», обеспечивающие охлаждение некоторой части теплоносителя до температур, при которых оксиды выпадают в осадок и могут быть отфильтрованы.

Особые требования предъявляются к арматуре и циркуляционным насосам. Арматура при использовании натриевого теплоносителя должна быть ковальной для предупреждения межкристаллитной коррозии. Учитывая высокую теплопроводность натрия, приходится выдвигать такое требование, как стойкость арматуры против теплового удара, малая вязкость натрия требует применения для арматуры твердых материалов, препятствующих задиранию.

Важное требование к арматуре для жидких металлов — отсутствие утечек через сальники. Оно обусловлено высокой стоимостью жидкости, а также тем, что протечка даже небольшого количества натрия опасна.

Обычные набивки в данном случае нестойки при высоких температурах, поэтому переходят к бессальниковым сальниковым конструкциям со специальными уплотнениями уплотнениями иногда в комбинации с замороживаемыми уплотнениями и сальниками.

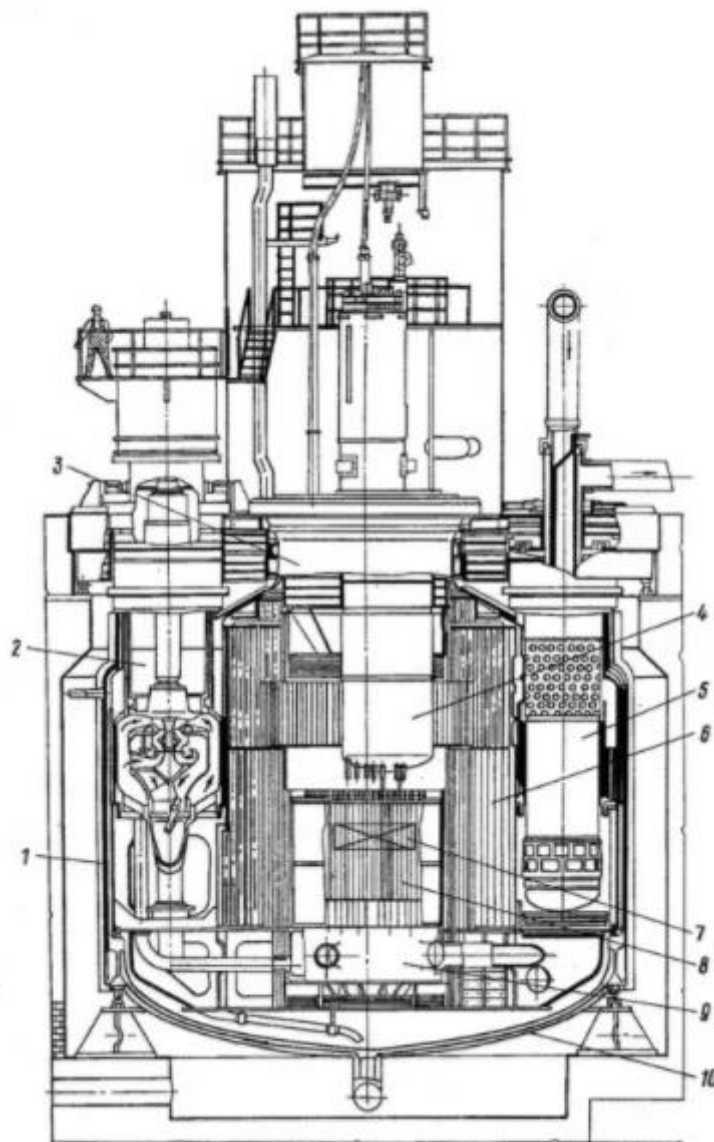


Рис.4. петлевая (контурная) компоновка реактор БН_350; 1- корпус реактора; 2- большая поворотная пробка; 4- центральная колонна с механизмом СУЗ; 5- механизм передачи сборок; 6- перегрузочный бокс; 7- элеватор загрузки – выгрузки; 8- верхняя не подвижная защита; 9- механизм перегрузки; 10- активная зона; 11- опора реактора; 12- боковая защита (железорудный концентрант); 13- бетонная защита.

Относительные сложности эксплуатации АЭС с жидкометаллическим теплоносителем и наиболее высокая их стоимость побуждают вести поиск и других теплоносителей для реакторов на быстрых нейтронах. К их числу относятся, например, предложения использовать в качестве теплоносителя гелий. Имеются обоснованные предложения о создании АЭС с пара охлаждаемыми реакторами на быстрых нейтронах, а также некоторые другие варианты, находящиеся в стадии разработки.

Построенным АЭС в Узбекистана с жидкометаллическим теплоносителем могут работать как на тепловых, так и на быстрых нейтронах, в последнем случае с коэффициентом воспроизводства ядерного горючего более единицы. Преимущество такого теплоносителя — возможность работы при низком давлении в первом контуре..

Значительная в сравнении с водным и газовым теплоносителями плотность жидких металлов позволяет перекачивать относительно малые объемы, то есть уменьшить диаметры трубопроводов и расходы на собственные нужды, а также обеспечивать высокий коэффициент теплоотдачи от поверхности оболочки твэла к теплоносителю, что позволяет при той же температуре оболочки получать более высокую температуру теплоносителя. Наиболее приемлемым теплоносителем на АЭС с жидкими металлами является натрий. Сечение поглощения нейтронов относительно невысоко. Натрий имеет высокую температуру кипения, стабилен в условиях облучения и высоких температур. Это позволяет существенно повысить начальные параметры цикла и применить стандартное оборудование пароводяного контура. Натрий, благодаря высокой теплопроводности, обеспечивает высокие удельные тепловыделения в активной зоне реактора (до 800 МВт/м³), Натрий имеет достаточно хорошую совместимость с конструкционными материалами и топливными композициями. Высокая температура кипения натрия позволяет поддерживать в контуре циркуляции низкие давления, определяемые лишь гидравлическими сопротивлениями контура. Натрий

активируется, образуя изотоп ^{24}Na с периодом полураспада 15 ч. При контакте с воздухом натрий воспламеняется. Натрий бурно реагирует с водой. Последнее обстоятельство вынуждает исключать возможность контакта радиоактивного натрия с водой путем применения промежуточного контура с нерадиоактивным натрием. Схема получается трехконтурной, достаточно сложной и дорогостоящей. Применение натрия в реакторах на быстрых нейтронах позволяет осуществлять расширенное воспроизводство ядерного горючего, включая в топливный цикл уран ^{238}U и торий- ^{232}Th , и, таким образом, более быстрыми темпами развивать ядерную энергетику.

2.4. АЭС работающий на БН-350

АЭС с реактором БН-350 в г. Шевченко работает с 1973 г. На рис. 5 приведена компоновка реактора, показаны вход и выход натрия для одной из петель первого контура. Реакторная установка имеет 6 петель, в состав каждой из которых входят расположенные вне реактора отсекающие входная и выходная задвижки, циркуляционные натриевые насосы первого и промежуточного контуров, промежуточный теплообменник и парогенераторная установка в составе двух испарителей и одного пара перегревателя. Общая технологическая схема оборудования для одной из шести петель приведена на рис 6, а основные характеристики АЭС с БН-350 – в табл. 2

Таблица 2.

Основные проектные показатели установок БН-350 и БН-600

№	Показателя работы	БН-350	БН-600
1	Электрическая мощность, МВт; эквивалентная	350	600
2	Непосредственная	150	600
3	Температура натрия на входе в реактор, °С	300	380
4	Температура натрия на выходе из реактора, °С	500	550

5	Температура натрия на входе в промежуточный теплообменник, °С	270	320
6	Температура натрия на выходе из промежуточного теплообменника, °С	460	520
7	Давление пара на выходе из парогенератора, МПа	5,0	14,0
8	Температура пара на выходе из парогенератора, °С	435	505

* Остальная мощность расходуется на определение морской воды

Одно из преимуществ жидкометаллического теплоносителя возможность использования паротурбинных установок обычной теплоэнергетики, так как в связи с высокими температурами теплоносителя давление температура пара перед турбиной могут быть существенно выше, чем для турбин на АЭС с водным теплоносителем. С этой точки зрения параметры пара для АЭС с БН-350 могли быть выбраны существенно более высоким. Однако сооружение этой АЭС было связано с конкретной технологической задачей получения больших количеств опресненной морской воды для промышленности и бытовых нужд , а также для теплоснабжения г. Шевченко. Поэтому к установке были приняты турбины с противодавлением из числа выпускаемых турбостроительными заводами, что и определило указанные параметры пара для АЭС с БН-350. Перегретый пар, вырабатываемый шестью парогенераторными установками, поступает в общий паропровод и из него на три турбины мощностью по- 50 МВт. Таким образом, АЭС с БН-350 является трехцелевой электростанцией, которая решает вопросы снабжения электроэнергией, теплотой и дистиллятом.

В соответствии с рис. 6 топливные сборки активной зоны и зоны воспроизводства помещены в напорном коллекторе, смонтированном на напорной камере корпуса реактора. Активная зона 10 состоит из

топливных сборок с ядерным топливом диоксидом урана значительного обогащения. По торцам и периметру она окружена экраном зоной воспроизводства из диоксида обедненного урана. Торцевой экран смонтирован в сборках активной зоны, боковой экран образован топливными сборками стволами зоны воспроизводства. Корпус реактора I представляет собой сосуд переменного диаметра (наибольший диаметр 6000 мм) из нержавеющей аустенитной стали. Нижняя часть корпуса образует напорную камеру, в которую по трубопроводом

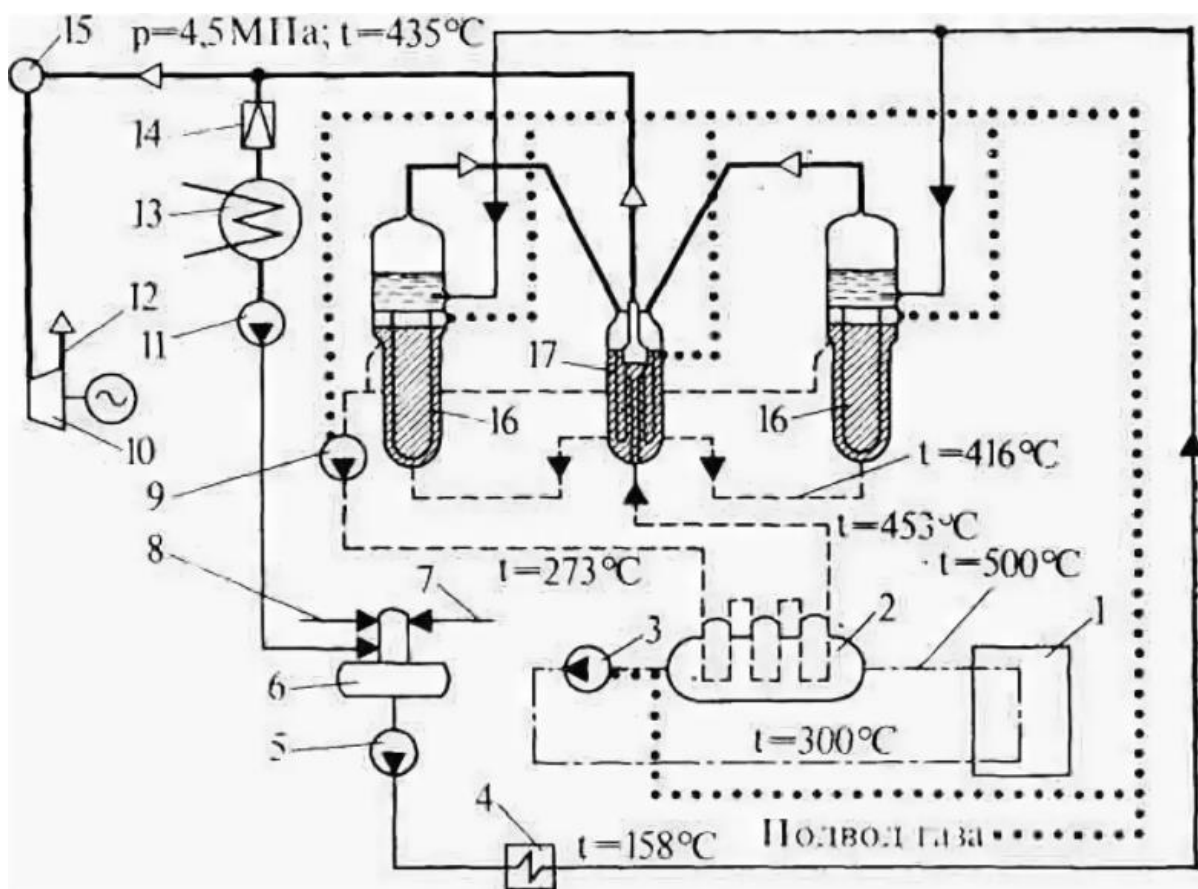


Рис.5. Тепловая схема Шевченковской атомной станции с реактором БН-350; 1- реактор; 2- теплообменник промежуточного натриевого контура; 3- натриевый насос первого контура; 4- регенеративный подогреватель; 5- питательный насос; 6- деазатор; 7- подача добавочной воды для восполнения убыли; 8- подача конденсата греющего пара опреснительной установки; 9- натриевый насос промежуточного контура

10-противодавлеческая паровая турбина; 11- насос технологического конденсатора; 12- подача пара на опреснительные установки; 13- технологический конденсатор 14-РОУ к технологическому конденсатору; 15-паропровод к турбине; 16- пароперегреватель; 17-испаритель.

На первого контура затем на промежуточного контура и питательная вода (конденсат) газ поступает натрий от насосов. Протекает снизу вверх через активную зону и зону воспроизводства, натрий нагревается и через верхнюю смесительную камеру корпуса по трубопроводам направляется в теплообменник. Для предотвращения утечки натрия при рахгермитизации основной корпус заключается в страховочный кожух. Внутренняя поверхность корпуса и выходные патрубки имеют экраны, снижающие температурные напряжения при быстром изменении температуры теплоносителя. Охлаждение корпуса обеспечивается « холодным» натрием, притекающим из напорной камеры в зазоре между стенками корпуса и тепловым экраном. В качестве материала биологической защиты вне реактора использованы железорудный концентрат, графит, сталь, бетон.

Топливные сборки (рис.5.) загружают и выгружают комплексом механизмов: механизмом перегрузки 9, установленным на малой поворотной пробке 3 и переставляющим топливные сборки внутри реактора; элеваторами загрузки – выгрузки, транспортирующими топливные сборки из реактора в перегрузочный бокс 6 и обратно; механизмом передачи топливныхборок 5, расположенным в герметичном боксе и передающим отработанные топливные сборки из реактора во внешнее хранилище и свежие — из хранилища в реактор.

Как следует из тепловой схемы АЭС с БН-350 (рис.5), жидкий натрий прокачивается по первому контуру через реактор 1 насосом 3 и по промежуточному контуру насосом 9. Насос 3 имеет биологическую защиту, но конструктивно эти насосы одинаковы. Это центробежные консольные насосы со свободно фиксированным уровнем натрия и механическим уплотнением. Теплообменник 2 промежуточного контура

представляет собой бак с погруженными в него змеевиками, внутри которых протекает натрий промежуточного контура.

Натрий первого контура проходит дроссельную решетку, выравнивающую расход натрия по сечению теплообменника, и омывает змеевики теплообменника снаружи. Давление в первом и промежуточном контурах создается за счет газовой системы (используется аргон). Теплоноситель промежуточного контура омывает снаружи змеевиковые поверхности нагрев пароперегревателя 17 и испарителей 16 с естественной циркуляцией. В испарителях по стороне натрия в верхней части предусмотрен газовый объем для вывода газообразных продуктов реакции взаимодействия натрия с водой при возможных аварийных разуплотнения трубной системы. Газовые объемы всех испарителей соединены со специальной емкостью вне парогенераторного помещения. Перегретый пар поступает в общий паропровод 15 и из него к турбинам 10, но может через редуционно - охладительную установку (РОУ) 14 сбрасываться в технологический конденсатор 13. Конденсат этого пара насосом 11 закачивается в деаэратор. После турбин пар при давлении 0,6 МПа поступает в мощные опреснительные установки по линии 12 с возвратом в деаэратор 6 конденсата этого пара по линии 8. В деаэратор из опреснительной установки направляют также добавочную воду 7 для восполнения убыли в системе станции. Из деаэратора питательный насос 5 через регенеративный подогреватель 4 подает конденсат в испарительные поверхности парогенератора 16. Об разевавшийся в них насыщенный пар перегревается в пароперегревателе 17.

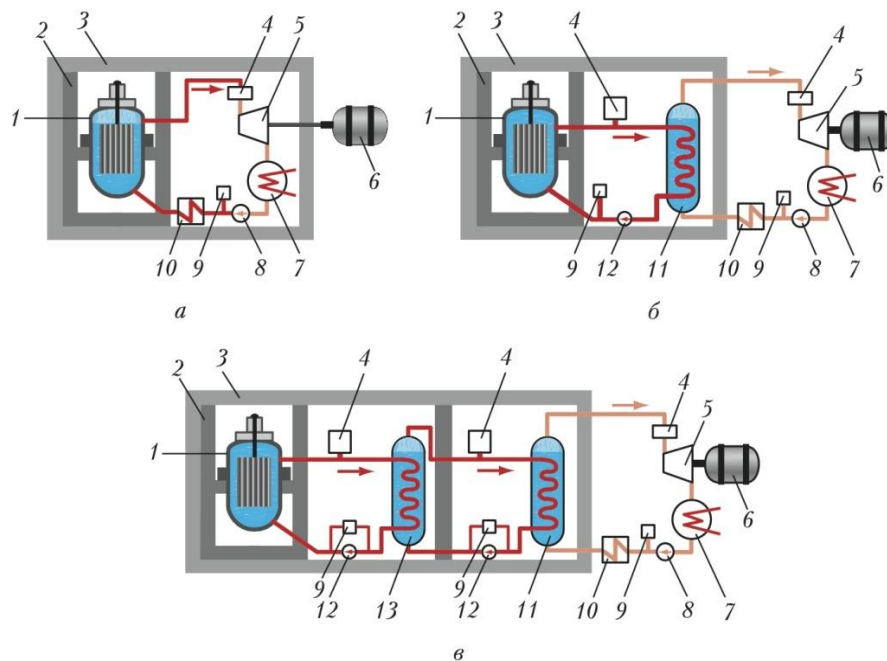


Рис.6. Принципиальные тепловые схемы ядерных энергетических установок:

а – одноконтурная; б – двухконтурная; в – трёхконтурная; 1 – ядерный реактор; 2 – первичная биологическая защита; 3 – вторичная биологическая защита; 4 – регулятор давления в контуре; 5 – турбина; 6 – электрогенератор; 7 – конденсатор или газоохладитель; 8 – насос или компрессор; 9 – резервная ёмкость для пополнения теплоносителя или рабочего тела; 10 – регенеративный теплообменник; 11 – пароперегреватель; 12 – циркуляционный насос; 13 – промежуточный теплообменник.

Конденсация пара в опреснительных установках исключает присос естественных примесей в питательную воду парогенераторов, так как давление пара выше, чем испаряемой воды(рис.б.)

Заключение

Отличительной особенностью одноконтурной схемы АЭС является то, что отбор теплоты в реакторе и передача ее на турбину происходит с помощью одного и того же теплоносителя – рабочего тела (он может изменять фазовое состояние, например, испаряться при кипении в реакторе и конденсироваться в конечном охладителе). Основное достоинство одноконтурных установок – простота тепловой схемы. Однако теплоноситель на выходе из реактора может иметь большую наведенную активность, а в ряде случаев содержать радиоактивные продукты деления.

Поэтому одноконтурные установки нельзя использовать в тех случаях, когда должна быть в принципе исключена возможность радиоактивного загрязнения, в т. ч. и в аварийных ситуациях. С этой точки зрения более благоприятны условия в многоконтурных установках.

Отличительная особенность двухконтурной схемы состоит в том, что реакторный теплоноситель, т. е. жидкость или газ, отводящие тепло из реактора, и рабочее тело турбины (водяной пар или газ) не вступают в непосредственный контакт, а теплота от теплоносителя рабочему телу передается в парогенераторе. Многоконтурная схема практически исключает контакт радиоактивного теплоносителя с рабочей средой потребителя. Кроме того, в многоконтурной установке теплоносители для первого и последующих контуров могут быть выбраны с различными оптимальными свойствами для работы в реакторе и в паротурбинной установке. Конструкционное оформление многоконтурной ЯЭУ более сложное, чем одноконтурной, поскольку требуется дополнительное оборудование. Все рассмотренные типы установок включают в себя ядерный реактор – источник энергии, теплообменное оборудование для передачи тепловой энергии от одного теплоносителя к другому или внешнему потребителю, связывающие коммуникации (трубопроводы) и машинное оборудование различного назначения (циркуляторы – машины-орудия для сообщения энергии теплоносителю или рабочему телу и машины-двигатели для преобразования тепловой энергии рабочей среды в

механическую). В настоящее время в ядерной энергетике реализованы различные типы ЯЭУ на АЭС: одноконтурные – например, АЭС с кипящими реакторами типа RBMK и BWR; двухконтурные – например, АЭС с водо-водяными реакторами типа ВВЭР и PWR; трехконтурные – например, АЭС с жидкометаллическим теплоносителем – АЭС с реакторами на быстрых нейтронах типа БН-600.

Условия работы установок и требования к ним существенно различаются в зависимости от назначения. Так, для АЭС главными требованиями являются безопасность, надежность и высокая экономичность при длительной эксплуатации (расчетный срок службы современных АЭС – до 60 лет).

Использованная литература

1. В.В.Варламов, Б.С.Ишханов, С.Ю.Комаров Атомные ядра: учебное пособие. –М.: Университетская книга, 2010.
2. Ганчев Б.Г. и др. Ядерные энергетические установки. М.: Энергоатомиздат, 1983;
3. Маргулова Т.Х. Атомные электрические станции. 5-е изд. М.: ИздАТ, 1994; Афров А.М. и др. ВВЭР-1000: Физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность. М.: «Логос», 2006;
4. Харитонов В.В. Энергетика. Техничко-экономические основы: Учебное пособие. М.: МИФИ, 2007. С. 170–223.
5. Основы современной энергетики / под общ.ред. чл.-корр.РАН Е. В. Аметистова. — М.: Издательский дом МЭИ, 2008. — Т. 1. — С. 174—175. — 472 с. — ISBN 978 5 383 00162 2.
6. Бекман И. Н. Ядерная индустрия: Курс лекций/ Предотвращение загрязнения окружающей среды выбросами АЭС. — М.: Химический факультет МГУ. — С. 2—4. — 26 с.
7. Атомная энергетика сегодня и завтра. под.ред.д.т.н.проф.Т.Х.Маргуловой. Москва, «Высшая школа».1989г.
8. Ядерная энергетика, человек и окружающая среда// Н. С. Бабаев, В. Ф. Демин, Л. А. Ильин и др - М.: Энергоатомиздат,1984.
9. Нормы радиационной безопасности. Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений. – М.: Энергоиздат, 1981.
10. Воробьев Е. И. Радиационная безопасность АЭС//Атомная энергия, 1984
11. Маргулова Т. Х. Атомные электрические станции. – М.: Высшая школа, 1984

Список опубликованных работ Салаева И.И.

№	Название научной работы	Печатный или письменный	Журнал, сборник (год, номер, листы), издательство или авторское свидетельство	Количество листов	Соавторы Ф.И.О.
Научные статьи					
1.	Устройство энергетических ядерных реакторов АЭС	Печатный тезис	«Иновационные технологии в науке и образовании» научно-практической конференции. (20-21 ноября 2018 года II ТОМ стр. 29-30)	2-стр	Жумамуратов А.
2.	Таблица Менделеева – основы ядерной физики	Печатный тезис	«Илим ҳәм тәлим-тәрбияның әхмийетли мәселелери» атамасында Республикалық илимий-теориялық ҳәм әмелий конференция материаллары топламы. 4-бөлим	2-стр	Жумамуратов А.

			Нөкис. НМПИ баспаханасы 2018 ж. 372 бет.(158- 159)		
3.	Microelektronics, integrated circuits and the application of semiconductors in them	Печатный тезис	«Физика и экология» научно- практической конференции. (2019-год 17-18 октябрь стр. 28-30)	3-стр	Дуйшеев Б.
4.	Использование урана в ядерных реакторах АЭС.	Печатный тезис	«Физика и экология» научно- практической конференции.(2019-год 17-18 октябрь стр 6-8)	3-стр	Жумамур атов А.
5.	Электроника и этапы эго развития	Печатная статья	" Студенческий вестник " научный журнал.(№12(110). часть 5 Москва , Изд." Интернаука", 2020-92 с. стр. 20)	3- стр	Дуйшеев Б. Камолов А.