

В.И. Кувшинов, В.Т. Казанян, Д.М. Максимович

ЭНЕРГИЯ АТОМА – ЭНЕРГИЯ СОВРЕМЕННОСТИ

Минск
«Беларусь»
2012



УДК 620.9

ББК 31.4

K18

Кувшинов, В. И.

K18 Энергия атома — энергия современности / В. И. Кувшинов, В. Т. Казазян, Д. М. Максимович. — Минск : Беларусь, 2012. — 000 с. : ил.

ISBN 978-985-01-1005-3.

Атомная энергетика — отрасль энергетики, занимающаяся производством электрической и тепловой энергии путем преобразования ядерной энергии. В книге изложены основные вопросы современной ядерной энергетики: физические основы, возможные сферы применения источников ядерной энергии, топливообеспечение, типы и особенности ядерных реакторов, технические особенности основных элементов топливного цикла, включая переработку выгоревшего топлива, обращение с радиоактивными отходами, безопасность ядерной энергетики и ее воздействие на окружающую среду.

Для широкого круга читателей.

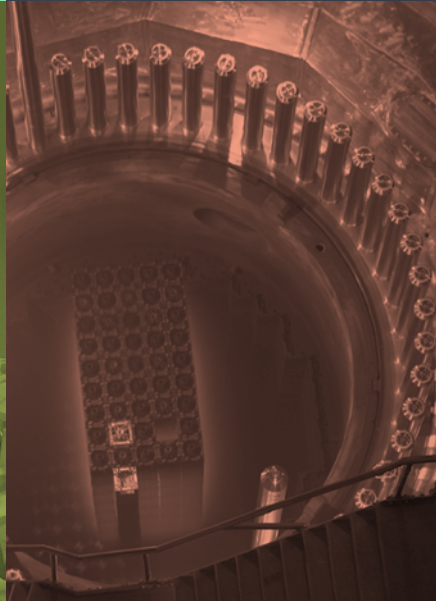
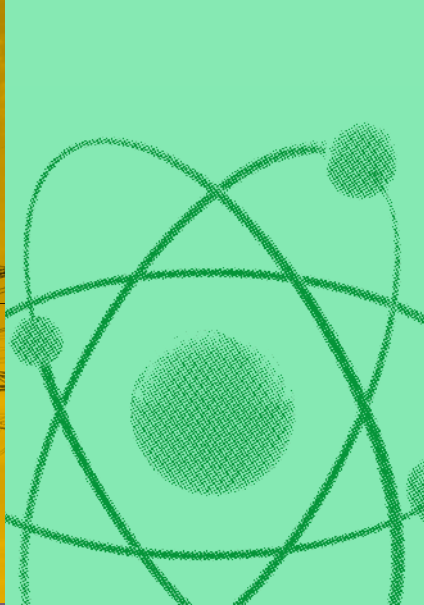
УДК 620.9

ББК 31.4

ISBN 978-985-01-1005-3

© Кувшинов В. И., Казазян В. Т.,
Максимович Д. М., 2012

© Издательство «Беларусь», 2012





Оглавление

Введение	
Глава 1. Энергетические ресурсы	
Роль энергетики в развитии человеческого общества	
Эффективность использования и потребления энергии в различных странах и в Республике Беларусь.	
Сущность энергосбережения. Основные понятия в энергосбережении	
Восполняемые и невосполняемые энергетические ресурсы	
Виды топлива, их характеристика и запасы в Беларуси	
Атомная энергетика: перспективы	
Глава 2. Физические основы атомной энергии.	
Строение атома и атомного ядра	
Радиоактивность. Элементарные частицы	
Ядерные реакции	
Природа энергии, запасенной в ядре. Ядерные и термоядерные реакторы.	
Глава 3. Ядерные реакторы	
Классификация ядерных реакторов.	
Типы ядерных реакторов	
Водо-водяной энергетический реактор, ВВЭР.	
Реактор большой мощности канальный, РБМК.	
Реакторы типа ВВЭР и РБМК: сравнительные характеристики	
Реакторы на быстрых нейтронах	
Промышленные реакторы.	
Графитовые тепловые реакторы	
Легководные реакторы	
Тяжеловодные реакторы.	
Исследовательские ядерные реакторы.	
Глава 4. Атомные электростанции	
Малые АЭС	
Подземные АЭС	
Плавучие АЭС	
Блочно-транспортные АЭС	
Проект белорусской АЭС	
Экономическая выгода.	
Хранение радиоактивных отходов	
Глава 5. Другие сферы использования атомной энергетики.	
Ядерные взрывы в мирных целях	
Использование атомной энергетики в космосе.	
Ядерные технологии в медицине	
Медицинская визуализация	
Томография.	

Радиоизотопная диагностика «in vitro»	
Облучение в терапевтических целях	
Применение ядерных технологий в агропромышленном комплексе	
Использование ядерных технологий в промышленности	
Иновационные материалы: композитная керамика	
Радиационная дефектоскопия	
Научные исследования	
Глава 6. Ядерный топливный цикл	
Ядерный топливный цикл и его стадии	
Добыча и переработка урана	
Обогащение урана	
Хранение отработанного ядерного топлива	
Переработка отработанного ядерного топлива	
Глава 7. Атомная энергетика и окружающая среда	
Экологическая безопасность	
Факторы техногенного воздействия на окружающую среду	
Ограничение опасных воздействий АС на окружающую среду	
Оптимизация экологического риска экосистем	
Глава 8. Ядерная энергетика: экономические аспекты	
Капитальные затраты	
Затраты на топливо	
Прочие эксплуатационные расходы	
Расходы на утилизацию отходов	
Прочие внешние расходы	
Демонтаж объектов, выводимых из эксплуатации	
Глава 9. ГНУ «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» НАН Беларуси	
Основные направления в работе института	
Ядерно-физический комплекс «Яліна»	
Критический стенд «Гиацинт»	
Гамма-установка УГУ – 420	
Ускоритель электронов УЭЛВ – 10-10	
Изотопные технологии	
Ядерные материалы. Физическая защита	
Подготовка кадров для ядерной энергетики Республики Беларусь	
Международное сотрудничество	
Словарь терминов	
Литература	



ВВЕДЕНИЕ

В последние годы в Республике Беларусь проводится целеустремленная государственная политика по увеличению энергоэффективности отечественного производства. Прирост валового внутреннего продукта (ВВП) обеспечивается без увеличения потребления энергоресурсов. По данным Международного энергетического агентства, с 1995 по 1999 год включительно эффективность использования энергии (отношение объема ВВП к валовому потреблению тепло-энергетических ресурсов (ТЭР) в республике выросла в 1,9 раза. Это примерно соответствует среднему уровню этого показателя для таких стран, как Финляндия, Дания, Венгрия, Германия, Швеция, Литва и др. В то же время у государств, добившихся наибольшего прироста ВВП (США, Германия, Венгрия, Польша, Дания, Финляндия и др.), наблюдается рост удельного потребления электроэнергии при общем снижении валового потребления тепло-энергетических ресурсов.

Таким образом, одним из ключевых факторов развития экономики является возрастание удельного веса электроэнергии в балансе использования энергоресурсов.

В настоящее время в Республике Беларусь сложилась сложная ситуация с обеспечением энергетической безопасности. Доля импортируемых энергоресурсов составляет 85%. Практически все топливо завозится из одной страны – России. Решение о предстоящем выводе из эксплуатации Игналинской АЭС ограничивает возможности импорта электроэнергии. Доля природного газа достигла уровня 92% в системе Минэнерго и 62% в потреблении котельно-печного топлива. Для успешной энергетической безопасности необходимо искать альтернативные варианты как видов топлива, так и стран-поставщиков тепло-энергетических ресурсов.

Потребности Республики Беларусь в электрической и тепловой энергии на период до 2020 года могут быть обеспечены за счет:

- реконструкции имеющихся мощностей на органическом топливе и строительства новых современных газотурбинных и парогазовых установок с более высоким кпд;
- ввода энергоисточников на ядерном топливе;
- использования имеющегося потенциала энергосбережения;
- вовлечения в энергобаланс местных и возобновляемых источников энергии.

Оптимальным вариантом развития энергосистемы Республики Беларусь до 2020 года с учетом умеренного прогноза роста потребления электрической и тепловой энергии, повышения

энергоэффективности и расширения использования местных и возобновляемых энергоресурсов темпами, предусмотренными «Основными направлениями энергетической политики Республики Беларусь на 2001—2005 годы и на период до 2015 года», является ввод альтернативных энергоисточников, основанных на ядерном топливе, с достижением к 2020 году мощности АЭС примерно в 2 млн кВт. При этом к 2020 году доля АЭС в производстве электроэнергии составит около 27% (примерно на 20% ниже по сравнению с газовым вариантом). Использование ядерного топлива для производства электроэнергии позволит заменить в торговом балансе Республики Беларусь 4,5—5 млн тонн природного газа.

Система электрогенерирующих источников в Республике Беларусь в оптимальном варианте к 2020 году должна составлять 8700—8900 МВт, в том числе:

- существующие ТЭЦ и ГРЭС на природном газе и мазуте (с учетом реконструкции) — 6500 МВт (74%);
- новые блоки для замещения выбывающего оборудования — 2220 МВт, в том числе: промышленно-газовые установки — 300—450 МВт (примерно 4%), АЭС — около 2000 МВт (22%).

При этом в соответствии с «Основными направлениями энергетической политики Республики Беларусь на 2001—2005 годы и на период до 2015 года» доля нетрадиционных и возобновляемых источников энергии, требующих соответствующего резервирования, составит примерно 600 МВт.

Близким к оптимальному является вариант с вовлечением в энергетический баланс наряду с газовым и ядерным топливом угля. Доля блоков на угле составит 200 МВт, или 2% в общем балансе мощности энергосистемы.

В оптимальном варианте топливный баланс для производства электрической энергии выглядит следующим образом:

- газ — 7,5 млрд м³;
- ядерное топливо — 35,4 т;
- мазут — 53,2 тыс. т.

Для условий Беларуси наиболее предпочтительным является введение в энергосистему АЭС с реакторами типа ВВЭР нового поколения повышенной безопасности, обладающими внутренней самозащищенностью, с пассивной защитой и оказывающими малое влияние на окружающую среду.

В соответствии с принятой в концерне «Белэнерго» программой выработавшее парк-овый ресурс оборудование ТЭЦ будет заменено или реконструировано, при этом как тепловая, так и электрическая мощность ТЭЦ остается до 2020 года на прежнем уровне, что обеспечит 40 млн Гкал в год. При сохранении производства тепловой энергии на котельных установках различной ведомственной подчиненности на существующем уровне суммарные возможности производства тепловой энергии в Беларуси к 2020 году составят 80—84 млн Гкал. Таким образом, проблема обеспечения тепловой энергией на период до 2020 года не является острой. Тем не менее, существует проблема обеспечения тепловой энергией на региональном уровне.

В случае реализации оптимального варианта развития энергосистемы повышается энергетическая безопасность Республики Беларусь за счет существенного снижения зависимости от внешних поставок первичных энергоресурсов и диверсификации энергоносителей.

Авторы благодарны Б.И. Попову за помощь в подготовке глав 1 и 8.

Глава 1.
ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ
РЕСУРСЫ



**Роль энергетики
в развитии человеческого
общества**

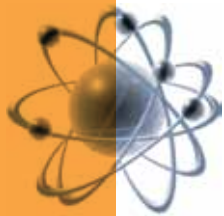
.....
**Эффективность
использования
и потребления энергии
в различных странах
и в Республике Беларусь**

.....
**Сущность
энергосбережения.
Основные понятия
в энергосбережении**

.....
**Восполняемые
и невосполняемые
энергетические ресурсы**

.....
**Виды топлива, их
характеристика и запасы
в Республике Беларусь**

.....
**Атомная энергетика:
перспективы**



Роль энергетики в развитии человеческого общества

Энергетика составляет основу основ современной цивилизации. Ее история насчитывает тысячелетия, ведь человек начал потреблять энергоресурсы уже с тех пор, как научился использовать в своих целях огонь. На каждом этапе исторического развития усложнение хозяйственной деятельности и желание повысить уровень жизни неизбежно приводили к нехватке энергии, к противоречию между желаемым и возможным. Для преодоления противоречия необходимо было находить новые источники сил и энергии, появление которых, в свою очередь, ускоряло рост производства, науки, численности и благосостояния населения, вследствие чего вновь возникали проблемы энергообеспечения.

Проблема энергии и энергоресурсов была и остается одной из глобальных важнейших проблем, в решении которой заинтересованы все народы, все страны мира.

Процесс потребления человечеством энергии исторически проходил крайне неравномерно. Сумбурность протекания процессов потребления энергии и накопления информации свидетельствует о жесткой взаимосвязи между развитием энергетики и общественным прогрессом.

В XX веке мировое потребление коммерческих энергоресурсов возросло более чем в 20 раз. Причем за последние пятьдесят лет человечество израсходовало больше энергии, чем за всю предыдущую историю своего существования. Этот же период характеризуется резким ускорением мирового научно-технического и социального прогресса, существенным ростом численности населения планеты.

Доступность энергии и внедрение новых машин, оборудования, автоматических

систем управления позволили многократно повысить производительность труда и минимизировать объем физической работы. Развитие транспорта обеспечило свободу перемещения, средств связи — свободу общения и доступа к информации, жилищно-бытовых систем и коммуникаций — высокий уровень бытового комфорта. Рост потребления энергии чрезвычайно высок, но именно поэтому достигнуты высокая продолжительность и уровень жизни и человек значительную часть своего времени может посвятить досугу, образованию, спорту, созидательной деятельности. Представление о том, сколько сейчас человеческое сообщество потребляет энергии, может дать следующее сравнение. Если все работоспособное население Земли будет трудиться с полным напряжением своих физических сил по 8 ч в сутки, то за год это составит не более 1% энергии, получаемой в настоящее время за счет использования органического и ядерного топлива и энергии рек.

О важной роли энергетики и энергоресурсов в развитии экономики свидетельствуют данные об удельном энергопотреблении в различных странах мира. Взаимосвязь между объемом ВВП и энергопотреблением отметил академик П.Л. Капица. На основе данных ООН и Всемирного банка он показал, что между этими величинами существует сильная линейная зависимость, и сделал вытекающий из нее с очевидностью вывод: «Если люди будут лишаться энергетических ресурсов, их материальное благосостояние будет падать».

Следует отметить, что к настоящему времени произошло значительное ослабление данной зависимости и уровень экономического благосостояния в конкретной стране определяется уже не только объемом, но и эффективностью использования энергоресурсов.

Одним из основных факторов бурного развития промышленности и повышения

уровня жизни в XX веке стала электрификация. На сегодняшний день электроэнергия является самым универсальным и удобным из известных видов энергии, темпы производства ее производства почти в полтора раза превышают темпы роста суммарного энергопотребления, электроэнергетика является одной из наиболее динамично развивающихся отраслей. Без достаточного количества электроэнергии невозможен экономический рост, и строительству новых промышленных и жилых объектов предшествует опережающее наращивание мощности электроэнергетической системы, которую многие аналитики называют самой критической инфраструктурой мира.

Удельное электропотребление в наименее развитых странах и средний показатель по странам ОЭСР различаются на два порядка (в 2000 году — 83 и 8053 кВт·ч/чел·год соответственно), что также дает основания говорить о ярко выраженном неравноправии в области потребления энергии на региональном уровне. В Беларуси наибольшее потребление электроэнергии было зафиксировано в 1991 году и составило 49,2 млрд кВт·ч (4825 кВт·ч/чел·год). После распада СССР в связи с общим экономическим кризисом и спадом производства произошло резкое снижение данного показателя до 32 млрд кВт·ч (3150 кВт·ч/чел·год). В последние годы ситуация несколько стабилизировалась и наметилась тенденция плавного роста электропотребления, достигшего в 2004 году 34,1 млрд кВт·ч (3480 кВт·ч/чел·год).

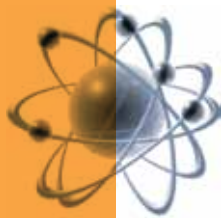
По объемам удельного потребления электроэнергии и топливно-энергетических ресурсов в целом наша республика существенно уступает индустриально развитым странам, но еще большее отставание наблюдается по эффективности их использования.

Эффективность использования и потребления энергии в различных странах и в Республике Беларусь

Бурно развивающаяся экономика стран планеты Земля в XX веке требовала все больше затрат топливно-энергетических ресурсов. Добыча нефти, угля, газа с каждым годом возрастала. Эти источники казались неисчерпаемыми. Разразившийся в 1973–1974 годах нефтяной кризис заставил многие страны задуматься над использованием альтернативных источников энергии и экономным использованием топливно-энергетических ресурсов, что и обусловило повышение многими странами уровня самообеспечения энергоресурсами. Однако энергетическая проблема остается актуальной и в настоящее время практически для всех стран Европы, поскольку степень обеспеченности собственными ресурсами составляет в отдельных странах Европы 40–50%.

Остро она ощутима и в Республике Беларусь, способной обеспечить себя примерно на 16% собственными топливными ресурсами, остальное их количество приходится завозить из-за рубежа и платить большие деньги. Удельный вес ввоза топливно-энергетических сырьевых и материально-технических ресурсов в валовом внутреннем продукте составляет более 43%. Республика импортирует (в основном из России) весь потребляемый каменный уголь, более 90% нефти, 100% природного и 25% сжиженного газа.

Если сравнивать энергоемкость продукции наших предприятий, то она значительно выше, чем в индустриально развитых странах. Так, например, при получении 1 т извести у нас тратится электроэнергии в 5,5 раза боль-



Энергетика и энергетические ресурсы

ше, чем на Западе, серной кислоты — в 2,7, железобетона — в 1,7 раза больше. На каждый доллар США произведенной в республике продукции расходуется 1,4 кг условного топлива, тогда как в странах ЕС — 0,81 кг. Правда, следует учитывать, что климат в нашей стране более холодный, что обуславливает и больший расход топливно-энергетических ресурсов на обогрев производственных зданий и жилищно-бытового сектора.

Очевидно, что отечественная промышленность по удельным расходам топлива и электроэнергии пока весьма далека от европейских стандартов. Не лучшее положение с энергоемкостью и в агропромышленном комплексе. Энергоемкость нашей сельхозпродукции в 3–5 раз выше, чем в развитых странах. Так, на 1 т говядины тратится 550 кВт·ч электроэнергии, на 1 т свинины — в 2,5 раза больше. Совокупный расход энергоресурсов в

производстве 1 т зерна составляет 28–30 кг условного топлива.

Однако следует отметить, что, например, в 1996 году энергоемкость ВВП в нашей стране была меньше на 17%, чем на Украине, и на 42% меньше, чем в России, но в два с лишним раза больше, чем в Германии, и на 24% больше, чем в США. Это означает, что потенциал экономии топливно-энергетических ресурсов в Беларуси огромен и составляет от 8 до 10 млн т топлива в условном исчислении или более чем 1/5 часть их общего потребления в год, а вообще он составляет примерно 40–45% от потребленных ныне ТЭР.

О значении этого резерва можно судить по следующему факту: если бы в Республике Беларусь удалось «ввести» его в действие или хотя бы мы могли сравняться по удельным энергозатратам с развитыми странами, то как минимум 10 лет мы могли бы не на-

рачивать мощности наших электростанций и котельных.

Оплата в год за энергоносители нашей страной достигает 1,8 млрд долларов, а на закупку хлеба для всего населения при условии, если бы у нас его не выращивали вовсе, понадобилось бы 700 млн долларов. Специалисты подсчитали, что при разумной организации энергопотребления страной энергоносителей, ввозимых извне, можно снизить расходы на закупку их на 40% и сэкономить 700—800 тыс. долларов. Поэтому энергосбережение является приоритетом государственной политики, важным направлением в деятельности всех без исключения субъектов хозяйствования. По мнению специалистов, только в сельском хозяйстве возможно сэкономить до 50% от затрачиваемой энергии, а в некоторых производствах строительной индустрии и того больше. При этом во многих случаях мероприятия по внедрению энергосберегающих технологий не требуют больших финансовых затрат, так как расходы на производство 1 т у.т. первичной энергии в 3—4 раза больше, чем на ее сбережение.

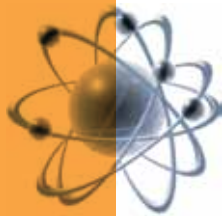
Сущность энергосбережения. Основные понятия в энергосбережении

Энергетика — это топливно-энергетический комплекс страны, охватывающий получение, передачу, преобразование и использование различных видов энергии и энергетических ресурсов. Она является точкой пересечения энергетической, экономической и социальной составляющих общественного развития и регулирующим фактором в эколого-экономическом пространстве. Причем состояние отрасли и отдельных предприятий отражает, с одной стороны, состояние окружающей среды, с другой — уровень экономического развития и качества человеческого мышления.

Энергосистема представляет собой совокупность энергетических ресурсов всех видов, методов их получения (добычи), преобразования, распределения и использования, а также технических средств и организацион-

Современное
потребление энергии
и энергоресурсы





ных комплексов, обеспечивающих снабжение потребителей всеми видами энергии.

Энергосбережение — это организационная научная, практическая, информационная деятельность государственных органов, юридических и физических лиц, направленная на снижение расхода (потерь) топливно-энергетических ресурсов в процессе их добычи, переработки, транспортировки, хранения, производства, использования и утилизации.

Топливо-энергетические ресурсы — совокупность всех природных и преобразованных видов топлива и энергии, используемых в республике.

Вторичные энергетические ресурсы — энергия, получаемая в ходе любого технологического процесса в результате недоиспользования первичной энергии в виде побочного продукта основного производства и не применяемая в этом технологическом процессе. Например, пар, который получается в технологических процессах после теплообменников, может быть использован для обогрева помещений.

Эффективное использование ТЭР — использование всех видов энергии экономически оправданными, прогрессивными способами при существующем уровне развития техники и технологий и соблюдении законодательства.

Показатель эффективности — научно обоснованная абсолютная или удельная величина потребления ТЭР (с учетом их нормативных потерь) на производство единицы продукции (работы, услуг) любого назначения, установленная нормативными документами.

Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии — источники электрической и тепловой энергии, использующие энергетические ресурсы рек, водохранилищ и промышленных водостоков, энергию ветра, солнца, редуцируемого природного газа, биомассы (включая древесные отходы), сточных вод и твердых бытовых отходов.

Интенсификация энергосбережения является одним из узловых вопросов развития экономики, и суть ее заключается в использовании всего комплекса эффективных мероприятий, направленных на снижение удельных энергозатрат на производство продукции, повышение производительности труда.

Восполняемые и невосполняемые энергетические ресурсы

Энергетические ресурсы являются частью всей совокупности природных ресурсов и подразделяются на пополняемые и невосполняемые.

Восполняемыми, или возобновляемыми, источниками энергии называются источники, потоки энергии которых постоянно существуют или периодически возникают в окружающей среде и не являются следствием целенаправленной деятельности человека.

К пополняемым энергоресурсам относят энергию солнца, мирового океана в виде энергии приливов и отливов, энергии волн, рек, ветра, морских течений; морских; водорослей; вырабатываемую из биомассы; водостоков; твердых бытовых отходов; геотермальных источников. Недостатком возобновляемых источников энергии является низкая степень ее концентрации. Но это в значительной степени компенсируется широким распространением, относительно высокой экологической частотой и их практической неисчерпаемостью. Такие источники наиболее рационально использовать непосредственно вблизи потребителя без передачи энергии на расстояние. Энергетика, работающая на таких источниках, использует потоки энергии, уже существующие в окружающем пространстве, перераспределяет, но не нарушает их общий баланс.

Неиспользование потоков энергии возобновляемых источников приводит к ее безвозвратной потере, предопределяет несколько иной подход к оценке эффективности устройств, применяющих эти источники, по сравнению с устройствами, работающими на невозобновляемых ресурсах.

В связи с истощенностью энергетических ресурсов роль использования возобновляемых источников энергии во многих странах с каждым годом возрастает. Так, выработка электроэнергии на ветряных установках увеличивается в среднем в год на 24%, от солнечных батарей — на 17%, а на геотермальных станциях — на 4%. В Дании на ветроустановках вырабатывается 10% всей производимой в стране электроэнергии, в германской земле Шлезвиг-Гольштейн — 14%, в провинции Наварра (Испания) — 22%.

Солнечная энергия преимущественно используется для горячего водоснабжения, сушки сельскохозяйственной продукции, опреснения вод, других технологических целей, а также преобразования ее в электрическую энергию. В дальнейшем на первое место

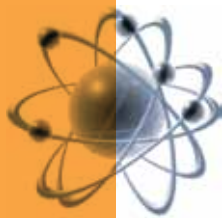


Ветряные электростанции

должны выйти технологии по преобразованию солнечной энергии в электрическую и химическую энергию. Находит применение солнечная энергия также на наземных транспортных средствах, на водных просторах и в воздухе. В последнее время интерес к проблеме использования солнечной энергии резко возрастает, поскольку потенциальные возможности энергетики, основанной на использовании непосредственно солнечного излучения, чрезвычайно велики. При нынеш-



Солнечные батареи



Экспериментальная электростанция, работающая на энергии солнца

нем состоянии науки и техники солнечная электростанция может быть рентабельна, если число солнечных часов за год составит не менее 1900. Это подтверждает и опыт строительства и эксплуатации электростан-

ции «Тесей» мощностью 50 МВт на побережье острова Крит, где Солнце светит 2200 ч в год. По ночам и в пасмурные дни на станции подключается резервный паровой котел, работающий на мазуте. По данным метеоро-



Машинный зал гидроэлектростанции



Вид гидроэлектростанции

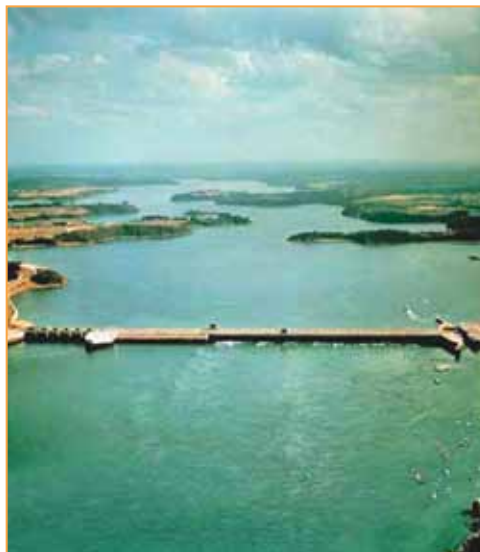
логов, в Республике Беларусь 150 дней в году пасмурных, 185 дней — с переменной облачностью и 30 — ясных, а всего число часов солнечного сияния в Беларуси достигает 1200 на севере страны и 1300 — на юге.

Солнечная энергетика относится к наиболее материалоемким видам производства энергии. Крупномасштабное использование солнечной энергии влечет за собой гигантское увеличение потребности в материалах, а следовательно, и в трудовых ресурсах для добычи сырья, его обогащения, получения материалов, изготовления гелиостатов, другой аппаратуры, их перевозки.

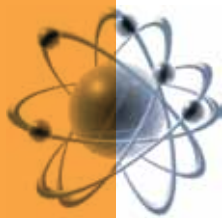
Энергия, заключенная в текущей воде, многие тысячелетия верно служит человеку. Запасы воды на земле колоссальны. Огромным аккумулятором энергии является мировой океан, поглощающий большую ее часть, поступающую от Солнца. В нем плещут волны, происходят приливы и отливы, возникают могучие океанские течения. На земле рождаются многочисленные реки, несущие огромные массы воды в моря и океаны. И люди раньше всего научились использовать энергию рек в качестве путей сообщения.

С ростом потребности электроэнергии произошло возрождение водяного колеса в виде водяной турбины. Считают, что современная гидроэнергетика родилась в 1891 году.

В нашей стране гидроэлектростанции начали строить в 30-х годах прошлого века. В шестидесятых годах возведена Чи-



Плотина гидроэлектростанции



Установка Pelamis

гиринская ГЭС на реке Друть в Могилевской области. В довоенные годы построен ряд небольших гидроэлектростанций на малых реках. Большинство из них в годы войны были разрушены, а в первые послевоенные годы восстановлены и построены новые. К концу 1956 года в нашей республике насчитывалось 162 ГЭС общей установленной мощностью 11 854 кВт. Однако вскоре они начали закрываться, не

выдержав конкуренции с большой энергетикой.

В последние годы во многих странах мира, особенно в Японии, Англии, странах Скандинавии, возрастающий интерес проявляется к получению энергии от морских волн, в результате чего эксперименты переросли в стадию реализации проектов. Создано большое количество различных центров, поглощающих и преобразовывающих волновую энергию.

В конце лета 2012 года в Инвергордоне (Шотландия) Atlantis Resources Corporation (Atlantis), одна из ведущих корпораций по выработке электроэнергии от приливного течения, представила самую большую и мощную приливную турбину.

На рисунке показана энергетическая установка Pelamis, которая с большой высоты напоминает морскую змею, плывущую по океану. Эта громадная установка используется для преобразования энергии морских волн в электроэнергию. В отличие от других подобных экспериментальных систем, установка Pelamis уже почти три года, начиная с осени 2008 года, эксплуатируется на энерго-



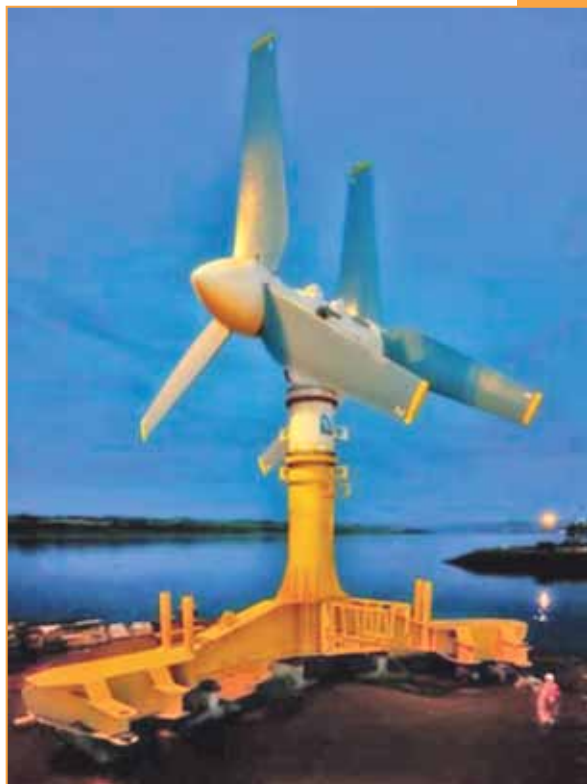
**Установка Pelamis.
Вид сверху**

станции Agucadoura Wave Farm, расположенной близ берегов Португалии.

Установка Pelamis состоит из подвижных секций цилиндрической формы. Каждая секция имеет длину 120 м и диаметр 3,5 м. Собранная из нескольких таких секций установка Pelamis плавает на поверхности океана в полупогруженном состоянии. Вздвигающиеся морские волны заставляют изгибаться всю подвижную конструкцию, что, в свою очередь, заставляет двигаться гидравлические цилиндры высокого давления, которые через сложную гидравлическую систему обеспечивают постоянное движение жидкости в замкнутой герметичной системе. Эта циркулирующая жидкость приводит в движение турбины электрогенераторов, вырабатывающих электроэнергию. Чем выше и чаще идут морские волны, тем большее количество электроэнергии вырабатывается установкой Pelamis.

В результате воздействия сил притяжения Луны и Солнца происходят периодические колебания уровня моря и атмосферного давления, что приводит к образованию приливных волн, которые и используются для выработки электроэнергии на приливных электростанциях (ПЭС). Из современных приливных электростанций хорошо известны крупномасштабная электростанция Ране мощностью 240 МВт (Бретань, Франция), построенная в 1967 году на приливах высотой до 13 м, и небольшая, но принципиально важная опытная станция мощностью 400 кВт в Кислой Губе на побережье Баренцева моря (Россия). Блоки этой ПЭС буксировались на плаву в нужные места для включения ее в местные энергосети в часы максимальной нагрузки электроэнергии потребителями.

Неожиданной возможностью океанской энергетики оказалось выращивание с плотов в океане быстрорастущих гигантских водорослей, легко перерабатываемых в метан для энергетической замены природного газа.

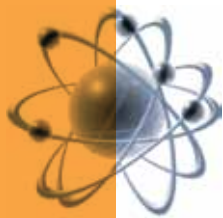


Приливная турбина. Проект

Широкое распространение получает использование биомассы для получения электроэнергии.

Большого внимания заслуживает «океанотермическая энергоконверсия» (ОТЭК), то есть получение электроэнергии за счет разности температур между поверхностными и засасываемыми насосами глубинными океанскими водами, например при использовании в замкнутом цикле турбины таких легко испаряющихся жидкостей, как пропан, фреон или аммоний.

Большие запасы энергии содержатся в местах впадения пресноводных рек в моря и соленые водоемы. При наличии перепадов солености возникает осмотическое давление,



Нефтеперерабатывающий завод

которое может быть использовано для производства энергии, например с помощью мембранных установок и другими способами.

Остается заманчивой идея использования потока теплой воды Гольфстрима, несущего ее вблизи берегов Флориды со скоростью 5 миль в час.

Наконец, не следует забывать, что химическая формула воды H_2O содержит газ —

водород, который после извлечения из воды может использоваться в качестве горючего для самолетов, автомобилей, автобусов, как используется в настоящее время для этих целей сжиженный газ, газ метан. И опыт использования водорода в качестве топлива уже есть.

Ветровая энергия использовалась человеком с давних времен для приведения в движение лодок и судов, ветряных мельниц и водоподъемников. В настоящее время ветровые установки применяются более чем в 30 странах. Использование энергии ветра возможно только в тех местах, где средняя скорость ветра на протяжении года составляет 4 м/с, или 14,4 км/ч, и более. Наиболее сильные и устойчивые ветры в Европе имеют место на морском побережье в Ирландии, Шотландии, в отдельных районах Дании, Голландии, Франции, Испании, на юго-западе Англии и в Уэльсе, а также на большей части морского побережья Северной и Южной Америки, северной части Азии и Южной Австралии, где и получает развитие производство электроэнергии с помощью ветра.

Геотермальные ресурсы представляют собой запасы термальных вод, к которым отно-



Нефтяные вышки

сятся подземные воды естественных коллекторов геотермальной энергии — природных теплоносителей (воды, пара и пароводяных смесей).

Небольшая северная страна Исландия практически не имеет других источников энергии, кроме как энергию от тепла земли в виде знаменитых гейзеров-фонтанов горячей воды. Благодаря им многочисленные исландские теплицы, обогреваемые подземными источниками, полностью обеспечивают страну помидорами, яблоками и даже бананами. Столица Исландии Рейкьявик, в которой проживает половина населения страны, отапливается только за счет подземных источников.

В поисках альтернативных источников энергии во Франции и Беларуси рассматривается проект изготовления из опавших листьев, спрессованных в брикеты, вещества, которое по калорийности не уступает каменному углю, но экологически более чистое и, очевидно, более дешевое.

Основным сдерживающим фактором использования возобновляемых источников

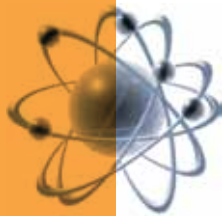


Транспортировка добытого каменного угля

энергии в мире являются высокие первоначальные инвестиции в оборудование и инфраструктуру. Однако, по мнению специалистов, благодаря рациональной энергетической политике уже через 50 лет доля биомассы в энергопроизводстве возрастет с 2 до 10%, а доля солнечной энергии составит более 10%. При этом производство энергии с использованием нефти сократится вдвое, а угля — почти втрое. Предполагается, что к 2100 году большую часть потребляемой



Нефтедобывающая платформа



энергии человечество будет получать именно из возобновляемых источников. Так, на долю биомассы будет приходиться более 20% потребляемой энергии, Солнца – более 40%, тогда как доля газа сократится до 10%, нефти – до 8%, угля – до 3–4%.

К *невозполняемым* энергетическим ресурсам относят: каменный уголь, запасы которого в мире оцениваются в 10–12 трлн т; нефть, запасы которой распределены крайне неравномерно на Земле (на Ближнем и Среднем Востоке – 67%, в Африке – 12,5%, Юго-Восточной Азии и Дальнем Востоке – 3%, Северной Америке – 9%, Центральной и Южной Америке – 5,5%, Западной Европе – 3%). По уровню добычи нефти Россия занимает 3-е место в мире, уступая Саудовской Аравии и США.

Виды топлива, их характеристика и запасы в Республике Беларусь

Топливо подразделяют на следующие четыре группы:

- твердое;
- жидкое;
- газообразное;
- ядерное.

К **твердому** виду топлива относят:

- древесину, другие продукты растительного происхождения;
- уголь и его разновидности: каменный, бурый;
- торф;
- горючие сланцы.

Самым первейшим видом твердого топлива были (а во многих местах остаются и в настоящее время) древесина и другие растения: солома, камыш, стебли кукурузы и т. п.

Ископаемые твердого топлива (за исключением сланцев) являются продуктами

разложения органической массы растений. Самый молодой из них – торф, представляющий собой плотную массу, образовавшуюся из перегнивших остатков болотных растений. Следующими по «возрасту» являются бурые угли – землистая или черная однородная масса, которая при длительном хранении на воздухе частично окисляется (выветривается) и рассыпается в порошок. Затем идут каменные угли, обладающие, как правило, повышенной прочностью и меньшей пористостью. Органическая масса наиболее старых из них, антрацитов, претерпела наибольшие изменения и на 93% состоит из углерода. Антрацит отличается высокой твердостью.

Горючие сланцы представляют собой полезное ископаемое, дающее при сухой перегонке значительное количество смолы, близкой по составу к нефти. Залежи горючих сланцев в Беларуси находятся на юге республики (Туровское месторождение в Гомельской области, Любанское – в Солигорском и Любанском районах Минской области). Открыты они в 1963 году. Прогнозные запасы составляют 11 млрд т, в том числе промышленные на глубине 300 м – 3,6 млрд т, что соответствует 792 млн т у. т.

Жидкие виды топлива получают путем переработки нефти. Сырую нефть нагревают до 300–370 °С, после чего полученные пары разгоняют на фракции, конденсирующиеся при различной температуре: сжиженный газ (выход около 1%); бензиновую (около 15%, $t_K = 30\text{--}180\text{ }^\circ\text{C}$); керосиновую (около 17%, $t_K = 120\text{--}135\text{ }^\circ\text{C}$); дизельную (около 18%, $t_K = 180\text{--}350\text{ }^\circ\text{C}$).

Жидкий остаток с температурой начала кипения 330–350 °С называется *мазутом*.

Газообразным видом топлива является природный газ, добываемый как непосредственно, так и попутно с добычей нефти, называемый попутным. Основным компонентом природного газа является метан CH_4 и

в небольшом количестве азот N_2 , высшие углеводороды, двуокись углерода. Попутный газ содержит меньше метана, чем природный, но больше высших углеводородов, и поэтому выделяет при сгорании больше теплоты.

В последнее время все большее применение находит *биогаз* — продукт анаэробной ферментации (сбраживания) органических отходов (навоза, растительных остатков, мусора, сточных вод и т. д.).

Ядерным топливом является уран. Об эффективности использования его говорит работа первого в мире атомного ледокола «Ленин» водоизмещением 19 тыс. т, длиной 134 м, шириной 23,6 м, высотой 16,1 м, осадкой 10,5 м, со скоростью 18 узлов (около 30 км/ч). Он был создан для проводки караванов судов по Северному морскому пути, толщина льда которого достигала 2 и более метров. В сутки он потреблял 260–310 г урана. Дизельному ледоколу для выполнения такого же объема работы, которую выполнял ледокол «Ленин», потребовалось бы 560 т дизтоплива.

В Республике Беларусь собственные топливно-энергетические ресурсы представлены древесиной, нефтью, торфом, бурым углем, горючими сланцами. Общие запасы древесины в стране оцениваются примерно в 1093,2 млн m^3 , что составляет около 1% запасов древесины СНГ. Лесистость территории — 38%. На душу населения приходится 0,6 га леса и 93 m^3 запасов древесины. Значение древесины в топливном балансе страны пока незначительно, поскольку начавшаяся в 1960 году и продолжающаяся ныне повсеместная газификация вытеснила древесину как вид топлива, а работающие на отходах котельные деревообрабатывающих предприятий были переведены на газ. В последнее время в связи с возникшими проблемами в использовании дорогостоящего покупного топлива, и в первую очередь газа, на древес-

ное топливо, особенно на отходы деревообработки, переходит все больше субъектов хозяйствования.

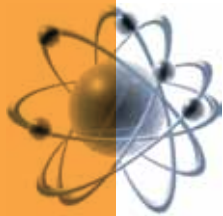
Основной нефтегазоносной территорией Беларуси является Припятский прогиб. Известно 55 месторождений нефти, 33 месторождения разрабатываются, крупнейшее из которых — Речицкое — эксплуатируется с 1965 года. С начала промышленной разработки нефти (1965) в стране добыто 100 млн т. Разведанные запасы нефти составляют около 80 млн т, газоконденсата — 0,44 млн т, попутного газа — 9734 млн m^3 . Годовая потребность Республики Беларусь в нефти составляет 16–18 млн т, а собственные ресурсы — всего лишь 9–10%.

Наиболее распространенным видом местного топлива в Беларуси является торф. Торфяные отложения имеются практически во всех регионах. По запасам торфа (первичные запасы составляли 5,65 млрд т, оставшиеся геологические оцениваются в 4,3 млрд т) Беларусь занимает второе место в СНГ, уступая только России.

Месторождения бурого угля находятся так же, как и нефть, в Припятском прогибе.

Атомная энергетика: перспективы

Рассматривая перспективы развития атомной энергетики, можно выделить два основных направления. Первое направление сосредоточено на необходимости поиска безопасных и экономически выгодных путей развития атомной энергетики. Ключевым моментом выступает устранение недоверия общества к безопасности использования атомной энергетики. Решение — в разработке новых реакторов, более безопасных. Разработками таких реакторов занимаются в Германии, США, Японии, России и других странах.



Приверженцы второго направления убеждены, что новые электростанции понадобятся развитым странам в недалеком будущем и времени для разработки новых реакторных технологий недостаточно. Поэтому они активно выступают за стимулирование инвестирования средств в существующую атомную энергетику.

Однако стоит отметить, что существует еще одна точка зрения на развитие атомной энергетики, сформировавшаяся совсем недавно. Согласно ей следует перейти на более полную утилизацию подведенной энергии, возобновляемые энергоресурсы (например, солнечные батареи), а также на энергосбережение. В том случае если направить силы на разработку более экономичных источников света, бытовых электроприборов, отопительного оборудования, то сэкономленной электроэнергии будет достаточно, чтобы в отдаленном будущем вообще обойтись без АЭС.

К настоящему моменту атомная энергетика постоянно проходит испытания на экономичность, безопасность и одобрение со стороны общественности. Развитие атомной энергетики напрямую зависит от того, как эффективно и надежно будут проходить строительство и эксплуатация новых и старых АЭС, как эффективно будет решаться вопрос с вариантами беспоследственной ликвидации радиоактивных отходов.

Поскольку мир стремится удовлетворить постоянно растущую потребность в энергии, вопрос о развитии атомной энергетики как одного из надежных ее источников приобретает все большую актуальность.

Значительный рост глобального спроса на энергоносители обусловлен не только необходимостью предоставления доступа к энергии для четверти населения планеты, лишенного этой возможности, о также задачей удовлетворения потребностей, вызванных

ростом численности населения, и обеспечения доступа к чистой воде.

В настоящее время наблюдается рост интереса к атомной энергетике и значительное повышение активности инвесторов за последние 25 лет. Более 30 стран объявили о тендерах на строительство атомных объектов в рамках своей будущей энергетической стратегии, и количество этих проектов постоянно растет.

По данным МАГАТЭ, в настоящее время более 18% электроэнергии, вырабатываемой в мире, производится на ядерных реакторах, которые, к тому же, в отличие от электростанций, работающих на органическом топливе, не загрязняют атмосферу. Неоспоримый плюс ядерной энергии — ее стоимость, которая ниже, чем на большинстве электростанций иных типов. В мире насчитывается около 500 ядерных реакторов общей мощностью свыше 365 тыс. МВт, которые расположены более чем в 30 странах. В настоящее время в 12 странах строится 29 реакторов общей мощностью около 25 тыс. МВт.

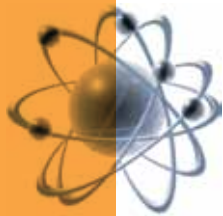
По данным экспертов МАГАТЭ, к 2030 году мировые энергетические потребности увеличатся не менее чем на 50–60%. Наряду с ростом энергопотребления имеет место катастрофически быстрое истощение самых легкодоступных и удобных органических энергоносителей — газа и нефти. По прогнозным расчетам, сроки их запасов — 50–100 лет. Растущий спрос на энергоресурсы неизбежно ведет к их прогрессирующему удорожанию.

Атомная энергетика является одним из основных мировых источников энергообеспечения. По данным все того же Международного агентства по атомной энергии, только в 2000–2005 годах в строй было введено 30 новых реакторов. Основные генерирующие мощности сосредоточены в Западной Европе и США (табл.).

Т а б л и ц а. Генерируемые мощности по странам мира

Страна	В эксплуатации		Сооружается		Доля ядерной энергии, %
	Число блоков	Мощность, МВт (нетто)	Число блоков	Мощность, МВт (нетто)	
Аргентина	2	935	1	692	9,0
Армения	1	376	—	—	55,0
Бельгия	7	5757	—	—	56,0
Болгария	4	2722	—	—	40,0
Бразилия	2	1900	—	—	3,6
Венгрия	4	1755	1	327	—
Великобритания	27	12 020	—	—	25,0
Германия	18	20 643	—	—	29,0
Индия	14	2503	8	3614	3,3
Иран	—	—	1	953	—
Испания	9	7574	—	—	23,6
Канада	16	11 268	—	—	13,0
КНР	8	5939	3	2475	2,0
Республика Корея	19	15 810	1	960	40,0
Северная Корея	—	—	2	2000	—
Мексика	2	1310	—	—	4,0
Нидерланды	1	449	—	—	4,5
Пакистан	2	425	—	—	2,3
Россия	30	20 817	4	3784	16,5
Румыния	1	650	1	650	9,3
Словакия	6	2446	2	816	57,8
Словения	1	676	—	—	39,0
США	104	99 096	—	—	20,0
Тайвань	6	4884	2	2630	21,5
Украина	13	11 190	2	1900	45,1
Финляндия	4	2656	—	—	25,8
Франция	59	63 183	—	—	77,0
Чехия	6	3494	—	—	30,5
Швейцария	5	3200	—	—	40,0
Швеция	11	9427	—	—	49,2
Южная Африка	2	1844	—	—	6,0
Япония*	53	44 145	4	4361	25,0

*После аварии на АЭС Фукусима в результате сильнейшего землетрясения и цунами работы японских станций приостановлены.



В первую пятерку государств, которые большую часть своих потребностей в электроэнергии удовлетворяют за счет АЭС, входят Франция (77%), Словакия (57,8%), Бельгия (56%) и Швеция (49,2%). Атомные станции работают в 15 из 27 стран – членов Евросоюза и производят около 33% вырабатываемой в ЕС электроэнергии. По информации Минэнерго Беларуси, наибольшим количеством ядерных энергоблоков располагают США (104), Франция (59), Япония (53), Россия (30) и Великобритания (27). В десятке самых богатых стран мира только Италия не имеет своих АЭС. Однако правительство этой страны намерено начать строительство в стране атомных электростанций. Таким образом, 22-летний период отказа от атомной энергетики в Италии завершается. Строительство первой АЭС планируется начать в течение ближайших 5 лет.

Основным элементом атомной электростанции является ядерный реактор – источник энергии на ядерном топливе. Энергоблок на атомной электростанции включает в себя реактор, парогенераторы, турбины и служит для преобразования энергии ядерного топлива в электрическую. Как правило, на атомных электростанциях устанавливается 2–6 энергоблоков в зависимости от необходимой потребности в электроэнергии. Большинство из них сооружается в Азиатском регионе, потребности которого в электричестве оказывают мощное воздействие на процессы, происходящие на энергетическом рынке. В целом потребление электроэнергии в мире увеличивается примерно такими же темпами, как и экономический рост. Из-за роста цен на нефть, который побуждает страны искать более дешевые виды энергии, рыночный потенциал ядерной энергетики никогда не был столь высоким, как сегодня. Большая часть выбросов в атмосферу проис-

ходит при сжигании органического топлива. В результате эксплуатации, например, угольных электростанций в атмосферу ежегодно попадает около 24 млрд т углекислого газа. О том, что АЭС наносят значительно меньший вред окружающей среде, чем теплоэлектростанции, свидетельствует пример Франции – лидера в использовании атомной энергии и самого крупного ее экспортера. В этой стране показатель выбросов в атмосферу, связанных с энергетикой парниковых газов, составляет 1,68 т на 1 жителя (в Великобритании – 2,4 т, в Германии – 2,8 т, в США – 5,6 т).

По оценке ученых, ядерное топливо имеет в миллионы раз большую концентрацию энергии и неисчерпаемые ресурсы, а отходы атомной энергетики – относительно малые объемы и могут быть надежно локализованы. Так, один грамм урана дает столько же энергии, сколько 3 т угля. Объемы ядерных отходов, образующихся в ходе нормальной работы АЭС, весьма незначительны, причем наиболее опасные из них можно «сжигать» прямо в ядерных реакторах. Стоимость электричества, произведенного на АЭС, ниже, чем на большинстве электростанций иных типов. По данным МАГАТЭ, в среднем на производство 1 МВт электроэнергии из атомного топлива уходит около \$21–\$31, из угля – \$25–\$50, из газа – \$37–\$60. Если цена ядерного топлива возрастет вдвое, то стоимость электричества, вырабатываемого на АЭС, увеличится всего на 2–4%, и на 70%, если удвоится цена природного газа или нефти. По экспертным оценкам, к 2020 году предполагается строительство до 130 новых энергоблоков общей мощностью 430 тыс. МВт и годовой выработкой электроэнергии до 3032 млрд кВт·ч, что может составить до 30% мирового энергодолга.

В Азиатско-Тихоокеанском регионе по перспективным планам лидирует Китай, ко-

торый к 2020 году собирается увеличить мощности своих АЭС в 4 раза, построив 20–30 новых реакторов. В этой стране строительство атомных станций началось в 1970 году и сейчас успешно развивается, основываясь на французских, канадских и российских технологиях. В Китае в эксплуатации находятся 11 энергоблоков АЭС на 6 площадках.

Другой рынок будущего, как отмечается в подготовленном докладе — Индия, которая предполагает к 2020 году значительно увеличить производство электроэнергии, чтобы сохранить темпы своего экономического развития. В стране эксплуатируется 14 ядерных реакторов, и принято принципиальное решение о возведении еще 8 новых с привлечением иностранных компаний.

Масштабное строительство атомных станций возобновляется и в США. Министерство энергетики этой страны планирует к 2050 году увеличить количество ядерных энергоблоков в стране со 104 до 300.

Положительные тенденции в развитии ядерной энергетики наметились и в государствах Евросоюза. Так, Швеция решила «продлить жизнь» своих АЭС с 40 до 60 лет и ввести мораторий на программу прогрессивного отказа от ядерной энергии.

Британское правительство намерено удвоить долю АЭС в производстве электроэнергии и обратилось к частному сектору с призывом развивать, строить и эксплуатировать новое поколение ядерных реакторов в 2015–2020 годах.

В Германии все чаще поднимается вопрос о пересмотре энергетической политики, на-

правленной на отказ от АЭС.

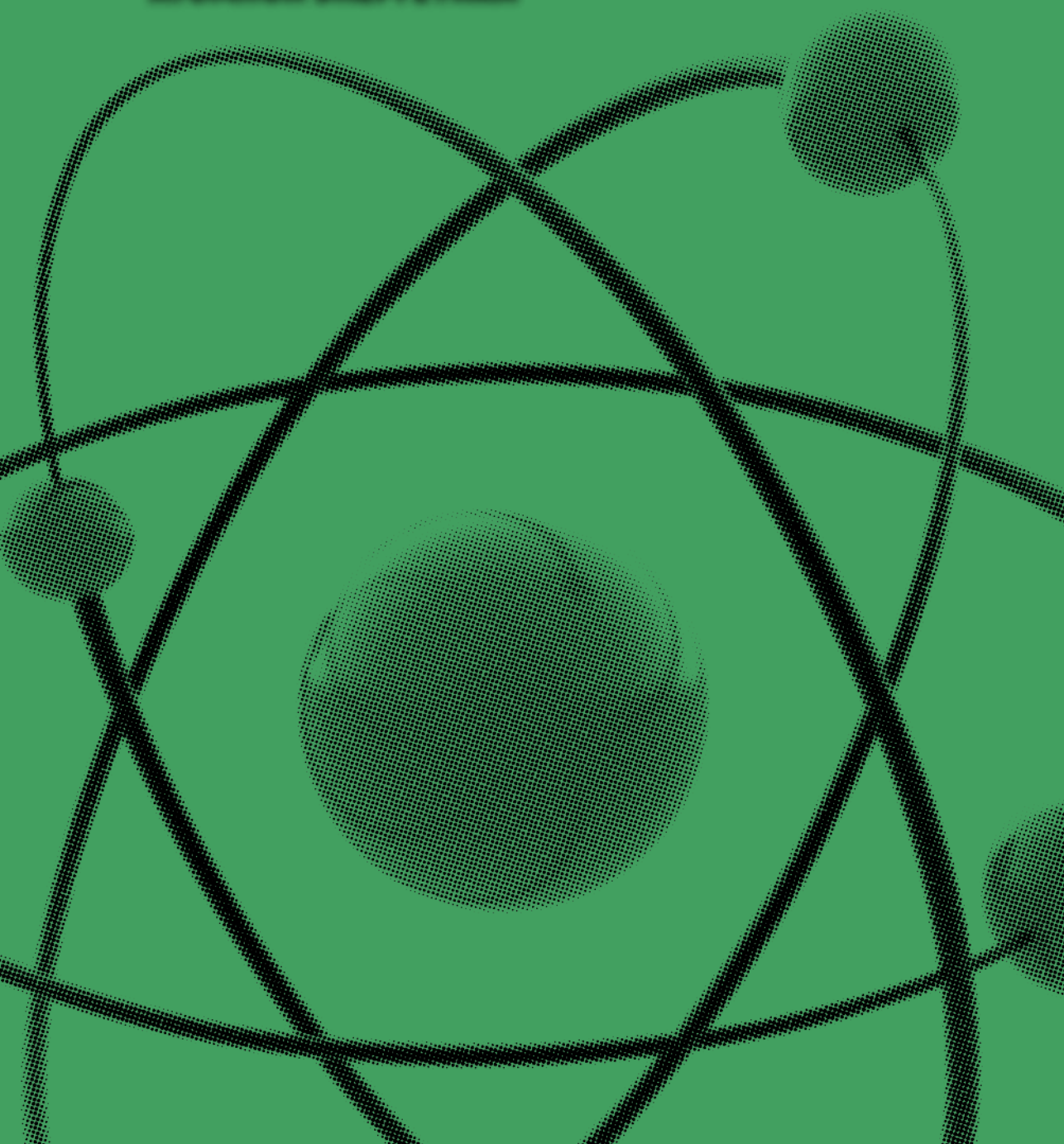
Россия также планирует увеличить долю ядерной энергетики почти в 2,5 раза за счет ввода до 2030 года почти 40 новых блоков. До 2020 года в Российской Федерации построят четыре новые атомные электростанции. Возведение АЭС планируется в Тверской, Нижегородской и Челябинской областях, а также либо в Ярославской, либо в Костромской. На данный момент в управлении государственного предприятия «Росэнергоатом» находятся 10 АЭС общей мощностью более 20 тыс. МВт. Это позволит увеличить долю производства электроэнергии на АЭС до 20–30% в целом по стране и до 25–40% — в ее Европейской части.

Стратегия развития атомной энергетики Украины предусматривает до 2012 года рост производства электроэнергии на АЭС до 102 млрд кВт·ч. В 2007 году оно составило около 195 млрд кВт·ч, из них свыше 90 млрд кВт·ч было произведено на атомных электростанциях. В Украине эксплуатируется 15 энергоблоков на Запорожской, Южно-Украинской, Ровненской и Хмельницкой АЭС. Рассматриваются предложения по строительству четырех-пяти новых энергоблоков.

Серьезно рассматривают развитие атомной энергетики и ряд других государств, не имеющих собственной атомной генерации: Польша, Турция, Египет, Марокко, Чили, Нигерия, Бангладеш, Индонезия, Вьетнам, Таиланд, Австралия, Новая Зеландия, Казахстан, Республика Беларусь.

Глава 2.

**ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**



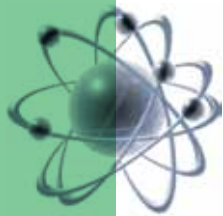
**Строение атома
и атомного ядра**

.....

Радиоактивность.

Элементарные частицы





Среди величайших достижений XX века открытие атомной энергии и овладение ею занимает особое место. Человечество получило доступ к громадному и потенциально опасному источнику энергии, который нужно использовать на пользу человечеству. У атомной энергии две «основные» функции: военная – разрушительная, и энергетическая – созидательная. Атомная энергия проникла в цивилизованное общество в виде тепла, электричества, медицинских изотопов, ядерных технологий, нашедших применение в промышленности, космосе, сельском хозяйстве, археологии, судебной медицине и т. д.

Строение атома и атомного ядра

Для того чтобы понять процессы, протекающие в ядерном реакторе при превращении ядерной энергии в тепловую, нужно остановиться на строении материи.

Древние греки рассматривали при делении материи два варианта: бесконечное деление, что привело к современному понятию физического поля, и второй вариант – деление приведет к неделимым далее элементам, что привело к понятию атома. Впервые мысль о существовании мельчайших невидимых частиц, из которых состоят все окружающие предметы, была высказана за 400 лет до нашей эры греческим философом Демокритом. Он и назвал эти частицы атомами, т. е. неделимыми частицами.

Спустя 2 тысячи лет, в XIX веке, на этой основе удалось объяснить целый ряд химических явлений и атомарных представлений, и из работ Ж.Л. Гей-Люссака, Я. Берцелиуса, Дж. Дальтона стало понятно, что материя действительно состоит из атомов.

Следующий шаг привел к пониманию того, что атом имеет структуру. К 1909 году Резер-



Эрнест Резерфорд
(1871–1937)

форд с сотрудниками уже в течение четырех лет изучали свойства α -частиц, рассеивая их на тонких (сотые доли миллиметра) металлических листках. Массивные и энергичные α -частицы легко проносили металлические листки, почти не изменяя направления своего движения. Неожиданно обнаружилось, что существенно большее число частиц, чем ожидалось, отклоняется на угол, больший 90° . Резерфорд так сказал по поводу данного факта: «Это было самым невероятным событием, которое мне пришлось пережить. Это было почти столь же невероятно, как если бы вы выстрелили 15-дюймовым снарядом в листок папиросной бумаги и он вернулся назад и угодил в вас». Результаты опыта однозначно свидетельствовали о наличии в атоме массивного центра, названного Э. Резерфордом ядром.

Согласно планетарной модели атома в положительно заряженном ядре исключительно малых размеров сконцентрирована практически вся масса атома. Вокруг ядра на очень больших (в атомном масштабе) расстояниях от него по круговым и эллиптическим траекториям вращаются отрицательно заряженные электроны.

Материя, таким образом, состоит в основном из пустоты и очень небольшого количества собственно материи (протонов, нейтронов, электронов). Наглядно представить себе пространство, занятое материей в веществе, поможет аналогия с шариком для пинг-понга (ядро), летающим внутри огромного стадиона (пустое пространство).

Все ядра, кроме ядра атома водорода, названного протоном, содержат по крайней

мере два протона, отталкивающих друг от друга электростатическими силами, весьма значительными на таких малых расстояниях. В 1932 году Дж.Чедвик обнаружил не имеющую электрического заряда нейтральную ядерную частицу – нейтрон, сыгравший впоследствии роль ключа к ядерной энергетике. Масса нейтрона незначительно превосходит массу протона. Сразу же после открытия нейтрона российский ученый Д.Д. Иваненко и немецкий физик В. Гейзенберг выдвинули гипотезу о протонно-нейтронном строении атомных ядер, которая полностью подтвердилась последующими исследованиями.

Протон, нейтрон и электрон стали основными структурными элементами вещества. Обычное вещество вокруг нас, твердое, жидкое или газообразное, состоит из атомов. Фактически вся масса атома сконцентрирована в ядре, которое состоит из частиц двух видов, нейтронов и протонов, называемых **нуклонами**. Протоны имеют положительный заряд. Вокруг ядра вращается облако электронов, отрицательно заряженных частиц, обладающих очень малой массой. Электрические заряды электронов уравнивают заряды протонов, поэтому атом электрически нейтрален.

Поскольку протоны не разлетаются из ядра, следовательно, существуют другие силы неэлектрического происхождения, удерживающие протоны и нейтроны. Позже выяснились следующие особенности этих ядерных сил. Ядерные силы очень велики по абсолютной величине. На расстоянии 10^{-13} см ядерная сила взаимодействия между двумя протонами в 35 раз больше электрической силы отталкивания и в 10^{38} раз больше гравитационной силы притяжения между ними. Ядерные силы являются короткодействующими, т. е. они очень быстро убывают с расстоянием. Радиус действия ядерных сил $\sim 10^{-13}$ см, на расстоянии $4,5 \cdot 10^{-13}$ см ими уже можно

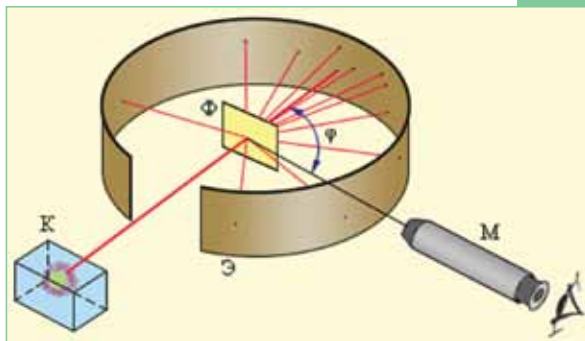
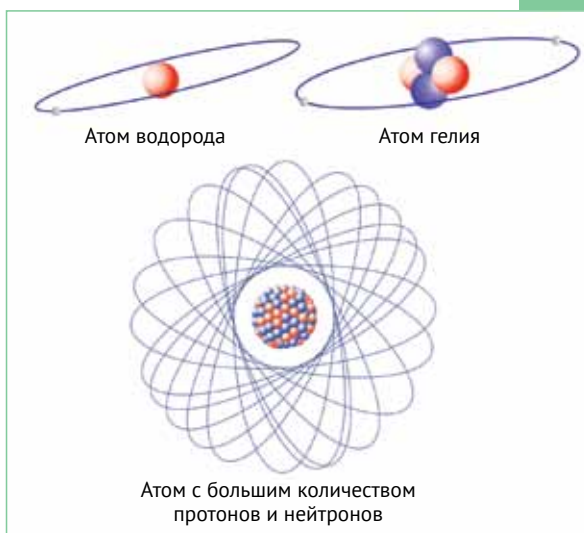
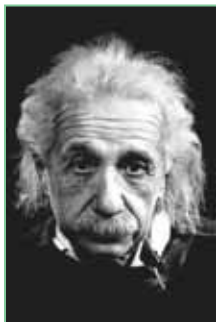
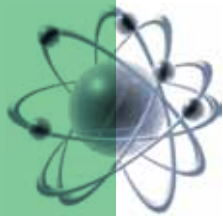


Схема эксперимента Э. Резерфорда

пренебречь. Ядерные силы не зависят от электрического заряда и симметричны по отношению к протонам и нейтронам.

Число протонов, входящих в состав атомного ядра, обозначают символом **Z** и называют **зарядовым числом**, или **атомным номером** (порядковый номер в периодической таблице Менделеева). Число нейтронов обозначают символом **N**. Общее число нуклонов (т. е. протонов и нейтронов) называют **массовым числом A**: $A = Z + N$.





Альберт Эйнштейн
(1879–1955)

Химические свойства атома определяются числом протонов в его ядре. Это число может составлять от 1 для водорода до 92 для урана. Два атома, имеющие одинаковое число протонов, но разное число нейтронов, называются **изотопами** элемента. Например, уран содержит два основных изо-

топа: уран-238 (^{238}U), у которого 92 протона и 146 нейтронов, и уран-235 (^{235}U), у которого 92 протона и 143 нейтрона.

У большинства химических элементов имеется несколько изотопов. Химические элементы в природных условиях обычно представляют собой смесь изотопов. Наличие изотопов определяет значение атомной массы природного элемента в периодической таблице Менделеева.

При переходе к малым расстояниям и высоким скоростям, характерным для физики микромира – физики атомных ядер и элементарных частиц, начинают играть существенную роль специальная теория относительности, построенная А. Эйнштейном, учитывающая взаимосвязь пространства и времени, и квантовые явления, одним из основоположников в понимании которых был Н. Бор.

Именно соотношения этих теорий позволили объяснить и использовать свойства ядерной энергии.

Специальная теория относительности основывается на утверждении о том, что в системах координат, где свободное движение тел происходит с постоянной скоростью, законы природы имеют один и тот же вид (принцип относительности) и что скорость распространения света в пустоте постоянна.

При этом линейные размеры тел в движущейся системе отсчета по отношению к неподвижной системе сокращаются, а временные интервалы увеличиваются. Так, атомные ядра и элементарные частицы, если их представлять в виде шариков, сжимаются в диски, а времена жизни нестабильных частиц увеличиваются.

В соответствии со специальной теорией относительности полная энергия тела E связана с его инертной массой m знаменитым соотношением Эйнштейна $E = mc^2$. Эта важная формула послужит в последующем основой для понимания природы возникновения атомной энергии.



Нильс Бор
(1885–1962)

Квантовые свойства физики микромира необычны и весьма существенны для ее понимания. Атомы, ядра и другие квантовые объекты описываются физическими величинами, например энергией, которые наряду с непрерывными могут принимать и дискретные, или **квантовые наборы** значений. Такого нет в обычной классической физике больших тел. Кроме того микрочастицы наряду со свойствами обычных частиц являются также волнами с определенной частотой и длиной волны и не могут одновременно принимать определенные значения координат и импульсов. Микрочастица «размазана» в пространстве и с определенной вероятностью может находиться в любой точке.

Кажущаяся необычность квантовых явлений связана с тем, что приборы, используемые физиками для измерения свойств ядер и других микрочастиц, являются макроскопическими, классическими. Нет квантовых

приборов и квантовых экспериментаторов. Соответствующие классическим приборам физические понятия типа координаты и импульса переносятся в микромир, и основанное на них описание микрочастиц выглядит удивительным с точки зрения классической физики.

Радиоактивность. Элементарные частицы

Некоторые атомные ядра являются нестабильными — они самопроизвольно превращаются в другие ядра, обладающие иными свойствами. При таком превращении ядро испускает излучение в форме частиц или электромагнитных лучей-фотонов. Про подобные ядра говорят, что они радиоактивны. Каждое такое ядро характеризуется типом испускаемого излучения, его энергией и скоростью, с которой происходит распад ядра.

Невозможно предсказать точный момент, в который претерпит распад отдельное радиоактивное ядро, но мы знаем с высокой точностью промежуток времени, за который происходит распад половины ядер. Этот период называется периодом полураспада радионуклида.

Основные типы излучения, испускаемого радиоактивными ядрами, следующие: альфа-излучение (α) представляет собой обладающую высокой энергией эмиссию ядер гелия, состоящих из двух протонов и двух нейтронов. Альфа-радиоактивные ядра — в основном тяжелые, часто имеющие длительный период полураспада. Например, уран-238 (^{238}U) альфа-радиоактивен, и его период полураспада составляет 4,5 млрд лет, что равно возрасту нашей Солнечной системы (возраст Солнца и Земли)!

Бета-излучение (β) представляет собой одновременное испускание одного электро-

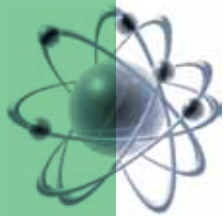
на и одного нейтрино, маленькой частицы с очень малой массой, взаимодействие которой с веществом так слабо, что считается незначительным. Кинетическая энергия электронов может сильно различаться, их называют «жесткими» или «мягкими» бета-лучами. Период полураспада бета-радиоактивных ядер различный, но в основном довольно короткий — несколько лет.

Гамма-излучение (γ) — это испускание фотонов возбужденными ядрами, которые таким образом выпускают свою избыточную энергию и переходят в менее возбужденное состояние. Гамма-лучи — это форма электромагнитного излучения, подобная видимому свету или рентгеновским лучам, но с более высокой энергией.

Почти 90% из известных 2500 атомных ядер нестабильны. Нестабильное ядро самопроизвольно превращается в другие ядра с испусканием частиц. Не существует стабильных ядер с зарядовым числом $Z > 83$ и массовым числом $A > 209$. Но радиоактивными могут оказаться и ядра атомов с существенно меньшими значениями чисел Z и A .

Явление радиоактивности было открыто в 1896 году французским физиком А. Беккерелем, который обнаружил, что соли урана испускают неизвестное излучение, способное проникать через непрозрачные для света преграды и вызывать почернение фотоэмульсии. Через два года французские физики М. и П. Кюри обнаружили радиоактивность тория и открыли два новых радиоактивных элемента — полоний $_{84}\text{Po}^{210}$ и радий $_{88}\text{Ra}^{226}$.

Эти факты нанесли удар классическим понятиям о структуре. Раньше считалось, что то, на что распадается данный объект, обязательно должно быть его частью. Но, например, нейтрон, распадающийся вне ядра на протон и электрон, не может состоять из протона и электрона и тем не менее распадается на них! В этом проявляется взаимопревращае-



мость ядер и элементарных частиц — понятие, отсутствовавшее в классической физике.

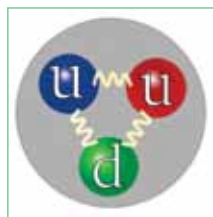
Три вида радиоактивных излучений отличаются друг от друга по способности ионизировать атомы вещества и, следовательно, по проникающей способности. Наименьшей проникающей способностью обладает α -излучение. В воздухе при нормальных условиях α -лучи проходят путь в несколько сантиметров. β -лучи гораздо меньше поглощаются веществом. Они способны пройти через слой алюминия толщиной в несколько миллиметров. Наибольшей проникающей способностью обладают γ -лучи, способные проходить через слой свинца толщиной 5–10 см. Радиоактивное излучение всех видов (альфа, бета, гамма, нейтроны), а также электромагнитная радиация (рентгеновское излучение) оказывают биологическое воздействие на живые организмы, которое заключается в процессах возбуждения и ионизации атомов и молекул, входящих в состав живых клеток. Под действием ионизирующей радиации разрушаются сложные молекулы и клеточные структуры, что может приводить к лучевому поражению организма. Поэтому при работе с любым источником радиации необходимо принимать все меры по радиационной защите людей, которые могут попасть в зону действия излучения.

К 30-м годам XIX века уже были известны электрон, протон, нейтрон, фотон. В 1932 году в космических лучах был открыт позитрон (К. Андерсон). **Позитрон** — положительно заряженная частица, имеющая ту же массу и тот же электрический заряд противоположного знака, что и электрон. Существование позитрона было предсказано П. Дираком в 1928 году. В это время были обнаружены и исследованы взаимные превращения протонов и нейтронов. Стало ясно, что данные частицы также не являются неизменными элементарными «кирпичиками» природы. В

1937 году в космических лучах были обнаружены частицы с массой в 207 электронных масс, названные мюонами (μ -мезонами). Затем в 1947–1950 годах были открыты пионы (т. е. π -мезоны), которые, по современным представлениям, осуществляют взаимодействие между нуклонами в ядре. В последующие годы число вновь открываемых частиц стало быстро расти. Этому способствовали исследования космических лучей, развитие ускорительной техники и изучение ядерных реакций. С особой остротой встал вопрос: почему их столько и все ли они действительно элементарны? В настоящее время под понятием фундаментальные элементарные частицы понимаются те из них, которые являются бесструктурными — точечными объектами.

По современным представлениям, фундаментальными элементарными частицами считаются 12 частиц — источников взаимодействия (6 **лептонов** электроны, мю-мезоны, тау-лептоны, нейтрино и 6 **кварков**, дробно-заряженных частиц, входящих в состав протонов и нейтронов (u -, d -, s -, b -, c -, t -кварки), 12 их античастиц (античастица — частица-двойник элементарной частицы, обладающая той же массой, но отличающаяся от нее знаком электрического заряда), а также 12 частиц — переносчиков взаимодействий (фотон — электромагнитное взаимодействие; глюон (от английского слова glue — клей) — сильное взаимодействие; три бозона W^+ , W^- и Z^0 , — слабое взаимодействие; гравитон — гипотетическая частица — гравитационное взаимодействие).

Сюда же следует добавить **частицу Хиггса**, которая, взаимодействуя с другими фундаментальными элементарными частицами, придает им массу, за исключением фотона и глюона. Это крайне важно, так как в соответствии с современной теорией изначально массы всех фундаментальных частиц должны быть равны нулю. В то время как на эксперименте они почти всегда отличны от нуля.



Протон состоит из двух u-кварков и одного d-кварков

В июле 2012-го ученые объявили об экспериментальном обнаружении на коллайдере в Европейском центре ядерных исследований (ЦЕРН, г. Женева, Швейцария) частицы Хиггса, предсказанной британским ученым Питером Хиггсом в 1964 году.

В свободном состоянии кварки не наблюдались. Для объяснения этого предложен механизм конфайнмента, т. е. заперения кварков внутри нуклонов. Находясь только внутри нуклонов и не появляясь в свободном состоянии, кварки по существу представляют

собой новую «запертую» форму существования материи.

Следует отметить, что при соударении ядер тяжелых ионов при высоких энергиях, достижимых на современных ускорителях элементарных частиц, например на коллайдере в Европейском центре ядерных исследований, возможно образование так называемой **кварк-глюонной плазмы** — сгустка кварков, антикварков и глюонов, аналогичного электрон-позитронной плазме, внутри которого кварки могут испытывать ограниченное по пространству и по времени освобождение от заперения.

Современные экспериментальные данные свидетельствуют о том, что существует только четыре качественно различных вида взаимодействий (сил), в которых участвуют элементарные частицы, ответственные за все явления природы.

Т а б л и ц а. Фундаментальные взаимодействия

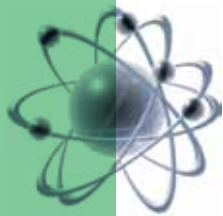
Взаимодействие	Область действия	Частицы, переносчики взаимодействия	Пример
Гравитация	∞	Гравитон	Притяжение тел
Электромагнитное	∞	фотон (γ)	Сила Кулона
Сильное	10^{-13} см	глюоны (g)	Протоны и нейтроны в ядре, кварки в протоне
Слабое	10^{-16} см	$W^\pm, Z^0$ — бозоны	β -распад, взаимодействие нейтрино

Интенсивность различных взаимодействий по сравнению с сильным распределяется следующим образом: сильное ~ 1 , электромагнитное $\sim 10^{-2} \dots 10^{-3}$ слабое $\sim 10^{-10} \dots 10^{-14}$, гравитационное $\sim 10^{-38} \dots 10^{-40}$.

Все известные фундаментальные элементарные частицы, источники взаимодействий — лептоны и кварки, группируются в 3 поколения (семейства), описываемые так называемой **Стандартной моделью**, наиболее развитой в настоящее время теорией, которая включает в себя электромагнитные, сильные

и слабые взаимодействия, но не включает гравитационные взаимодействия.

Стандартная модель является теоретической концепцией, полностью подтвержденной экспериментальными данными. С ростом энергии взаимодействия имеют тенденцию объединяться, возрастает их симметрия и количество измерений, в которых они реализуются на самых малых (планковских) масштабах расстояний и масс. Здесь уже теория элементарных частиц и ядерная физика смыкаются с астрофизикой и теорией Боль-



шого взрыва, породившего, по современным представлениям, на планковских расстояниях нашу Вселенную 13 млрд 700 млн лет тому назад.

Ядерные реакции

Ядерная реакция — это процесс взаимодействия атомного ядра с другим ядром или элементарной частицей, сопровождающийся изменением состава и структуры ядра и выделением вторичных частиц, или γ -квантов.

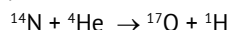
В результате ядерных реакций могут образовываться новые радиоактивные изотопы, которых нет на Земле в естественных условиях. Первая ядерная реакция была осуществлена Э. Резерфордом в 1919 году в опытах по обнаружению протонов в продуктах распада ядер.

При проведении опыта камера Вильсона была заполнена азотом и пересыщенным водяным паром.

Поток альфа-частиц, попадая в камеру, вызывал ионизацию молекул газа. Образующиеся ионы способствовали конденсации молекул воды из пересыщенного водяного

пара. Мельчайшие капельки сконденсированной воды создавали видимый след на пути движения ионизирующего излучения.

Э. Резерфорд наблюдал, как при попадании альфа-частиц в газовую среду через какое-то время след некоторых альфа-частиц (4) обрывался и вместо него появлялись два новых следа: короткий и широкий (5) и длинный и узкий (7). Резерфорд предположил, что при облучении атомов азота с атомной массой 14 а.е.м. (^{14}N) альфа-частицами, представляющими собой ядра атомов гелия (^4He), происходит ядерное превращение. В результате образуются ядра атомов кислорода ^{17}O , оставляющие короткие и широкие следы, и ядра атомов водорода ^1H , дающие длинные и узкие следы:



Ядерные реакции могут протекать при бомбардировке ядер быстрыми заряженными частицами (протонами, нейтронами, α -частицами, ионами). Однако наиболее интересными для практического использования являются реакции, протекающие при взаимодействии ядер с нейтронами. Так как нейтроны лишены заряда, они беспрепятственно могут проникать в атомные ядра и вызывать их превращения. Выдающийся итальянский физик Э. Ферми первым начал изучать реакции, вызываемые нейтронами. Он обнаружил, что ядерные превращения вызываются не только быстрыми, но и медленными нейтронами, движущимися с тепловыми скоростями.

Ядерные реакции сопровождаются энергетическими превращениями. Ядерные реакции могут протекать с выделением или с поглощением энергии. Для того чтобы ядерная реакция имела положительный энергетический выход, удельная энергия связи нуклонов в ядрах исходных продуктов должна быть меньше удельной энергии связи нуклонов в ядрах конечных продуктов.

Одним из способов высвобождения ядерной энергии является деление тяжелых ядер.

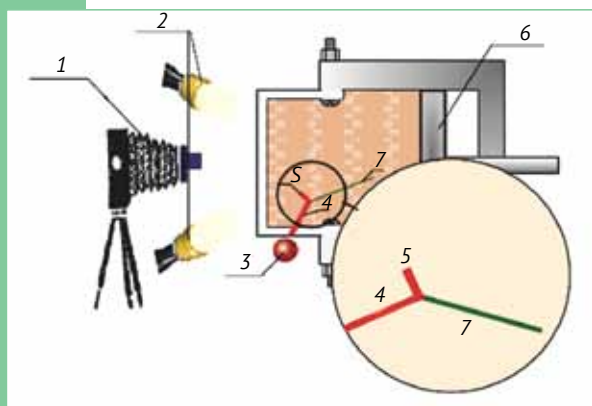
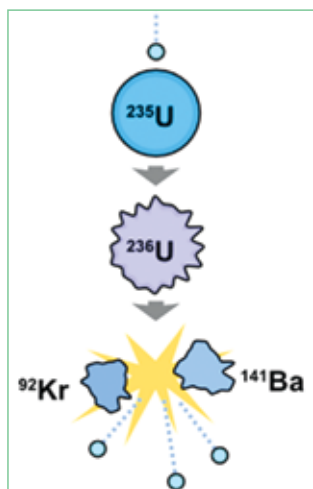


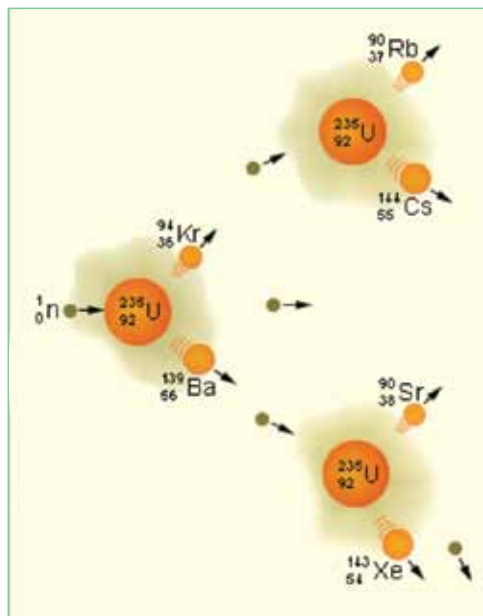
Схема опыта:

1 — фотокамера; 2 — мощные источники света; 3 — источник альфа-частиц; 4 — след альфа-частиц; 5 — короткий и широкий след; 6 — поршень; 7 — длинный и узкий след



Расщепление
ядра урана

В отличие от радиоактивного распада ядер, сопровождающегося испусканием α - или β -частиц, реакция деления — это процесс, при котором нестабильное ядро делится на два крупных фрагмента сравнимых масс.



Реакция деления

В 1939 году немецкими учеными О. Ганом и Ф. Штрассманом было открыто деление ядер урана. Продолжая исследования, начатые Ферми, они установили, что при бомбардировке урана нейтронами возникают элементы средней части периодической системы — радиоактивные изотопы бария ($Z = 56$), криптона ($Z = 36$) и др. Уран встречается в природе в виде двух изотопов: ${}_{92}\text{U}^{238}$ (99,3%) и ${}_{92}\text{U}^{235}$ (0,7%). При бомбардировке нейтронами ядра обоих изотопов могут расщепляться на два осколка. При этом реакция деления ${}_{92}\text{U}^{235}$ наиболее интенсивно идет на медленных (тепловых) нейтронах, в то время как ядра ${}_{92}\text{U}^{238}$ вступают в реакцию деления только с быстрыми нейтронами с энергией порядка 1 МэВ.

Природа энергии, запасенной в ядре. Ядерные и термоядерные реакторы

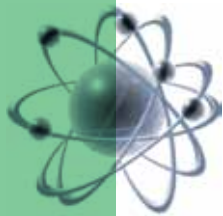
Измерения масс атомных ядер показывают, что сумма масс свободных нуклонов всегда больше массы составленного из них ядра. Разница Δm между суммарной массой свободных нуклонов и массой составленного из них ядра называется **дефектом масс**.

Это различие в массе соответствует энергии связи ядра, определяемой по формуле Эйнштейна $E = mc^2$, как $E_{\text{св}} = \Delta mc^2$ и выражаемой обычно в миллионах электрон-вольт, или МэВ.

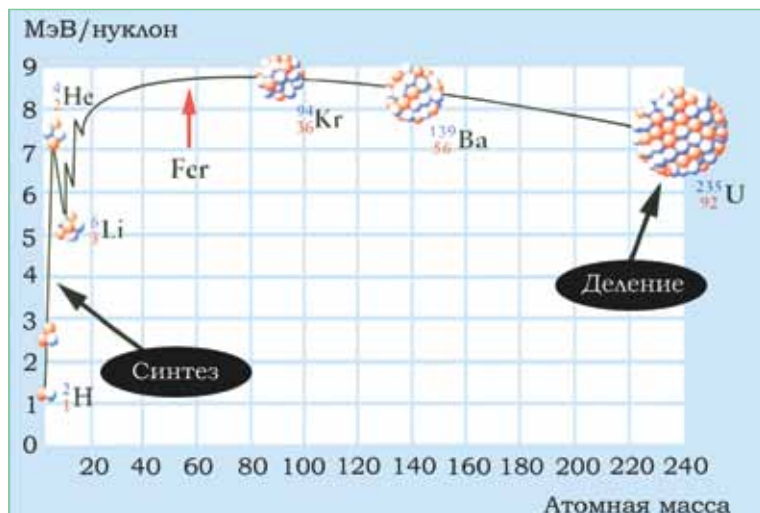
Для разделения атомного ядра на составляющие его нуклоны нужно затратить энергию, равную энергии связи ядра.

Поскольку c^2 — квадрат скорости света в вакууме — огромная величина, небольшие изменения массы соответствуют огромным энергиям связи. Энергия связи ядер в миллион раз превышает энергию связи, выделяемую в химических реакциях между атомами и молекулами.

Удельная энергия связи нуклонов в ядре равна отношению энергии связи ядра $E_{\text{св}}$ к массовому числу A .



ЭНЕРГИЯ АТОМА – ЭНЕРГИЯ СОВРЕМЕННОСТИ



Удельная энергия связи ядер в зависимости от атомного массового числа

Для легких ядер удельная энергия связи нарастает, достигая максимума для ядра атома железа, и затем убывает. Наиболее стабильная комбинация нуклонов (наибольшая удельная энергия связи) представляет собой ядро средних размеров. При слиянии двух легких ядер (синтез) и образовании ядра средних размеров, а также при расщеплении тяжелого ядра на два ядра средних размеров высвобождается энергия связи, которую можно использовать. Эти явления называются синтезом и делением атомного ядра.

Некоторые тяжелые ядра способны к делению: после поглощения нейтрона сложное ядро находится в возбужденном состоянии и, чтобы освободиться от избыточной энергии, оно делится на два неравных осколка, одновременно выделяя два или три нейтрона. Общая масса осколков и нейтронов немного меньше, чем масса сложного ядра, и поэтому высвобождается энергия.

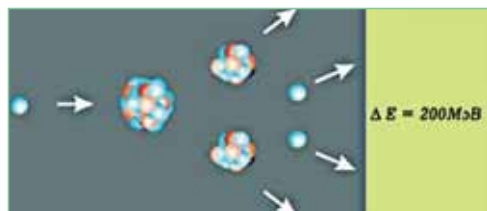
Основной интерес для ядерной энергетики представляет реакция деления ядра ${}_{92}^{235}\text{U}$. В настоящее время известно около 100 различных изотопов с массовыми числами при-

мерно от 90 до 145, возникающих при делении этого ядра.

Большая часть энергии связи выделяется в форме кинетической энергии осколков. Когда скорость осколков снижается, их кинетическая энергия превращается в тепловую и именно эта тепловая энергия преобразуется в электричество на атомных электростанциях.

Кинетическая энергия, выделяющаяся при делении одного ядра урана, огромна — порядка 200 МэВ. При полном делении всех ядер, содержащихся в 1 г урана или плутония, выделяется больше энергии, чем при сгорании тонны нефти, газа или угля.

Нейтроны, выделенные при реакции деления одного атомного ядра, могут в свою очередь быть поглощены другим, соседним делящимся ядром, порождая, таким образом, **цепную реакцию**. Если дать этой цепной реакции развиваться в геометрической прогрессии, это приведет к ядерному взрыву. Когда реакция находится под контролем и протекает стабильно, она становится источником энергии.



Цепная реакция деления урана

Два осколка, образовавшихся при делении атомного ядра, почти всегда радиоактивны, и поэтому они претерпевают последующие радиоактивные распады. Осколки и их дочерние элементы называются **продуктами деления**. Большая часть высокоактивных радиоактивных отходов состоит из продуктов деления. Продукты деления ядра урана нестабильны, так как в них содержится значительное избыточное число нейтронов. Поэтому ядра-осколки испытывают серию последовательных β -распадов, в результате которых число протонов в ядре увеличивается, а число нейтронов уменьшается до тех пор, пока не образуется стабильное ядро.

Единственным природным делящимся атомным ядром, обнаруженным в земной коре, является изотоп урана с атомной массой 235.

На долю этого изотопа приходится 0,7% природного урана. С другой стороны, когда атомное ядро другого изотопа урана, урана-238, поглощает нейтрон, оно превращается в способный к делению плутоний. Этот плутоний может тоже производить энергию в атомном реакторе. Когда другой природный изотоп, торий-232, поглощает нейтрон, он также превращается в способный к делению изотоп — уран-233. Уран-238 и торий-232 называются **воспроизводящими материалами**.

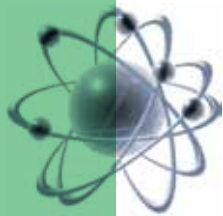
Особенно важно, что в результате деления ядра урана, инициированного нейтроном, возникают новые нейтроны, способные

вызвать реакции деления других ядер. Продуктами деления ядер урана-235 могут быть и изотопы бария, ксенона, стронция, рубидия и др.

При делении ядра урана-235, которое вызвано столкновением с нейтроном, освобождается 2 или 3 нейтрона. При благоприятных условиях эти нейтроны могут попасть в другие ядра урана и вызвать их деление. На этом этапе появятся уже от 4 до 9 нейтронов, способных вызвать новые распады ядер урана и т. д. Именно поэтому такой лавинообразный процесс называется **цепной реакцией**.

Для осуществления цепной реакции необходимо, чтобы так называемый **коэффициент размножения** нейтронов был больше единицы. Другими словами, в каждом последующем поколении нейтронов должно быть больше, чем в предыдущем. Коэффициент размножения определяется не только числом нейтронов, образующихся в каждом элементарном акте, но и условиями, в которых протекает реакция — часть нейтронов может поглощаться другими ядрами или выходить из зоны реакции. Нейтроны, освободившиеся при делении ядер урана-235, способны вызвать деление лишь ядер этого же урана, на долю которого в природном уране приходится всего лишь 0,7%. Такая концентрация оказывается недостаточной для начала цепной реакции. Изотоп урана-238 также может поглощать нейтроны, но при этом не возникает цепной реакции. Цепная реакция в уране с повышенным содержанием урана-235 может развиваться только тогда, когда масса урана превосходит так называемую **критическую массу**. В небольших кусках урана большинство нейтронов, не попав ни в одно ядро, вылетают наружу. Для чистого урана-235 критическая масса составляет около **50 кг**.

Критическую массу урана можно во много раз уменьшить, если использовать так называемые **замедлители нейтронов**. Дело в том, что



Устройство Токамака

нейтроны, рождающиеся при распаде ядер урана, имеют слишком большие скорости, а вероятность захвата медленных нейтронов ядрами урана-235 в сотни раз больше, чем быстрых. Наилучшим замедлителем нейтронов является тяжелая вода D_2O . Хорошим замедлителем является графит, ядра которого не поглощают нейтроны, а также обычная вода. При взаимодействии с ядрами замедлителя нейтроны замедляются до тепловых скоростей. Соответственно, если создать условия, при которых коэффициент размножения будет равен 1, то цепная реакция может продолжаться длительное время и будет управляема.

Устройство, в котором поддерживается управляемая реакция деления ядер, называется **ядерным реактором**. Его устройство будет рассматриваться в следующей главе.

Кривая зависимости удельной энергии связи показывает, что энергия может выделяться не только при реакции расщепления ядра с образованием более легких ядер. Если два легких ядра сумеют преодолеть кулоновские силы отталкивания и образовать одно новое тяжелое ядро, также выделится энергия. Например, два ядра тяжелого водорода

(дейтерия, D) могут слиться и образовать ядро гелия (реакция D+D). Ядра дейтерия (D) и трития (T) также могут образовать гелий (реакция D+T).

Для того чтобы преодолеть силы кулоновского отталкивания и образовать более тяжелое ядро, исходные легкие ядра должны иметь очень большую кинетическую энергию. Необходимую скорость исходные ядра могут получить при очень высокой температуре, измеряемой миллионами градусов. Поэтому реакции ядерного синтеза называют также **термоядерными реакциями**.

Расчеты показывают, что при синтезе 1 г гелия из дейтерия и трития (реакция D + T) выделяется такая же энергия, как при сжигании 10 тонн дизельного топлива. Запасы водорода на Земле практически неисчерпаемы, поэтому использование реакций термоядерного синтеза в мирных целях является одной из главных задач современной науки и техники.

Термоядерный реактор, или **Токамак** (сокращенное от «тороидальная камера с магнитными катушками»), — замкнутая магнитная ловушка, имеющая форму тора и предназначенная для создания и удержания высокотемпературной плазмы. Эти установки считаются сегодня основным способом осуществления управляемого термоядерного синтеза.

Заметим, что формула А. Эйнштейна $E = mc^2$, а также понятие дефекта масс и

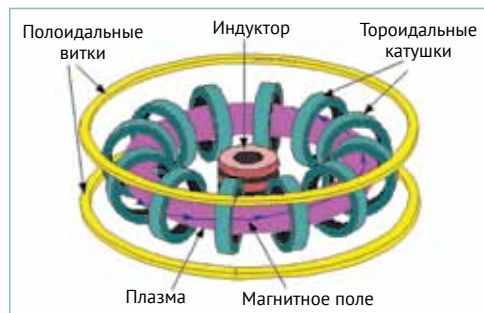
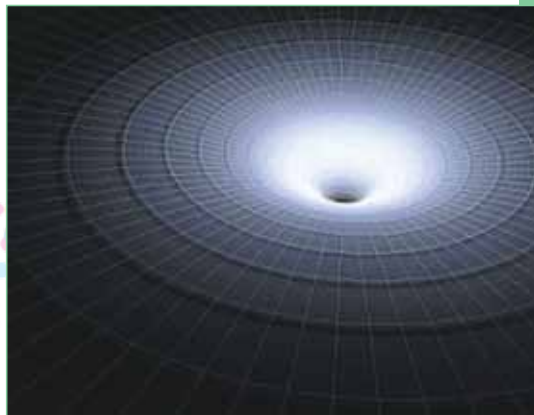


Схема Токамака

энергии связи не относятся, вообще говоря, к тому или иному типу взаимодействия и имеют универсальный характер, вытекающий из специальной теории относительности. Под энергией связи понимается разность между энергией связанного состояния некоторой системы частиц и энергией такого состояния, когда эти частицы удалены друг от друга. Энергия связи равна той работе, которую нужно затратить, чтобы разложить систему на составляющие ее частицы. Образование связанного состояния сопровождается выделением энергии, отсюда энергия связи — отрицательная величина и чем больше она по абсолютной величине, тем прочнее связь. Например, в молекуле из двух атомов водорода химическая энергия связи равна 4,7 эВ, энергия связи атома водорода равна 13,6 эВ, энергия связи нейтрона и протона, образующих ядро дейтерия, равна 2,2 МэВ, а энергия связи протонов и нейтронов в стабильных ядрах составляет в среднем 10 МэВ на каждый нуклон.

Таким образом, связь частиц в ядре, обусловленная действием ядерных сил, намного сильнее взаимодействия электронов с ядрами и между собой. При этом, если дефект масс для нуклонов в ядре порядка нескольких процентов, то дефект масс кварков в нуклоне составляет уже десятки процентов и, следовательно, запасенная энергия еще более велика. Однако, по современным представлениям освобождению кварков и соответствующей энергии связи препятствует конфайнмент. Даже если мы придадим кварку энергию, соответствующую его энергии связи, на границе нуклона он обязан превратится в адроны с образованием так называемой **струи адронов**.

Еще больше дефект масс и соответствующая энергия связи у так называемых **черных**

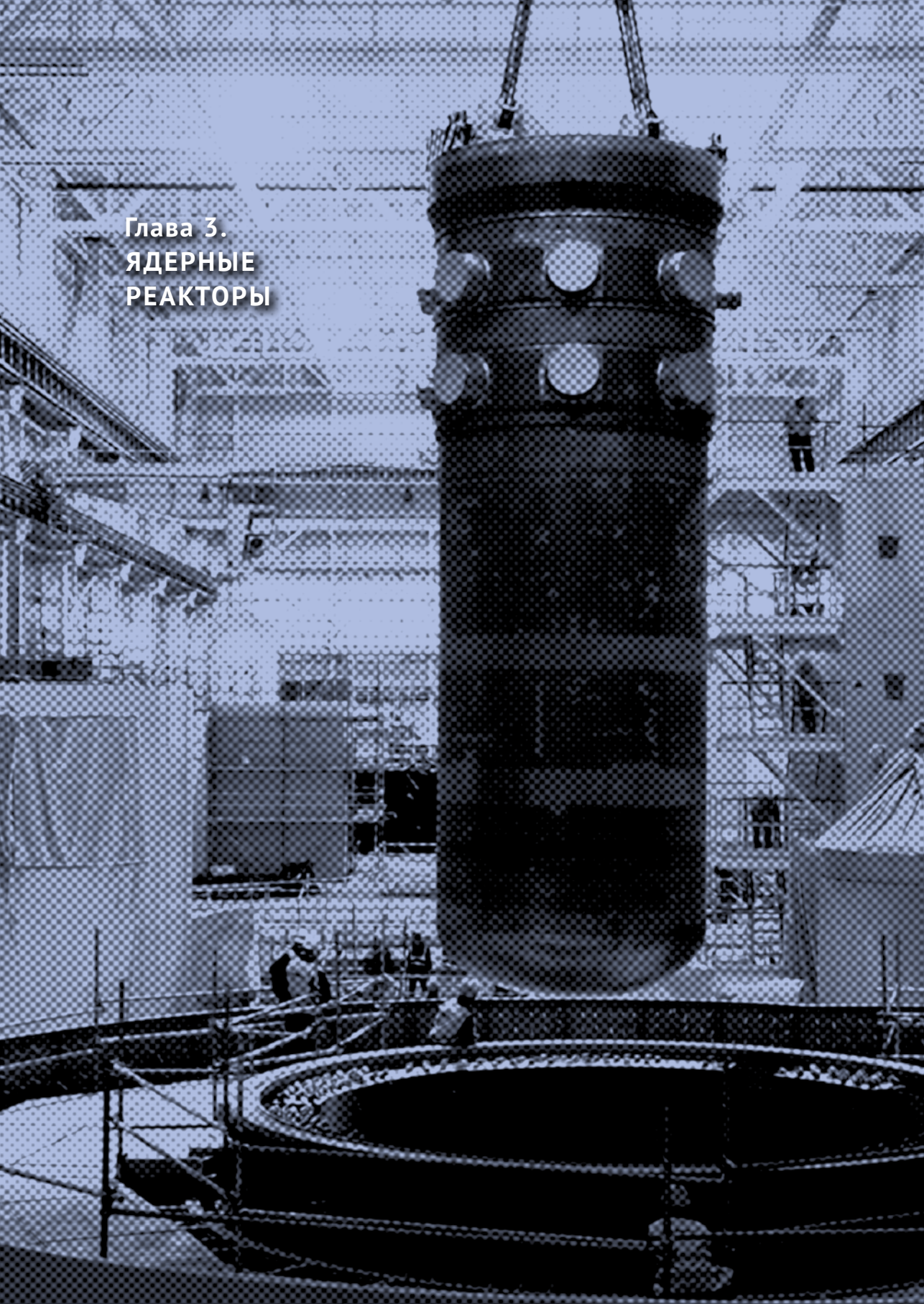


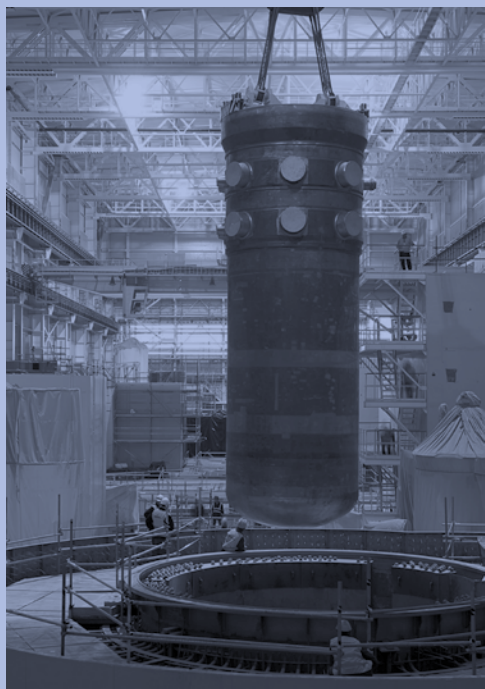
Пространственно-временная черная дыра

дыр — астрофизических объектов, существование которых является следствием теории гравитации А. Эйнштейна и которые за счет сверхмощного гравитационного поля способны поглощать массивные тела, не выпуская их в дальнейшем из-под границы черной дыры — так называемой **сферы Шварцшильда**. Черные дыры, по современным представлениям, находятся в центрах галактик, стабилизируя их. Это еще одна форма «запертой» материи.

Наконец, максимальное выделение энергии, связанной с массой частицы, возможно в случае **аннигиляции** — соударения частицы и античастицы, например электрона и позитрона с превращением их в безмассовые фотоны, другими словами в «чистую» энергию. Следует заметить, однако, что в видимой части Вселенной практически не наблюдается античастиц и антивещества, хотя по законам физики элементарных частиц и частиц и античастиц должно быть поровну. Это факт является еще одной нерешенной загадкой физики частиц и астрофизики.

Глава 3.
ЯДЕРНЫЕ
РЕАКТОРЫ





Классификация ядерных реакторов

.....

Типы ядерных реакторов



Ядерный реактор — это устройство, в котором осуществляется управляемая цепная ядерная реакция, сопровождающаяся выделением энергии. Первый ядерный реактор построен и запущен в декабре 1942 года в США под руководством Э. Ферми. Первым реактором, построенным за пределами США, был ZEEP, запущенный в Канаде в сентябре 1945 года. В Европе первым ядерным реактором стала установка Ф-1, заработавшая 25 декабря 1946 года в Москве под руководством И. В. Курчатова. В 1978 году в мире работало уже около сотни ядерных реакторов различных типов.

Составными частями любого ядерного реактора являются: активная зона с ядерным топливом, обычно окруженная отражателем нейтронов, теплоноситель, система регулирования цепной реакции, радиационная защита, система дистанционного управления.

Основной характеристикой ядерного реактора является его мощность. Мощность в 1 МВт соответствует цепной реакции, в которой происходит $3 \cdot 10^{16}$ актов деления в 1 с.

Классификация ядерных реакторов

По назначению:

энергетические реакторы, предназначенные для получения электрической и тепловой энергии, используемой в энергетике, и опреснения морской воды (реакторы для опреснения также относят к промышленным). Основное применение такие реакторы получили на атомных электростанциях. Тепловая мощность современных энергетических реакторов достигает 5 ГВт;

транспортные реакторы, предназначенные для снабжения энергией двигателя транспортных средств. Наиболее широкие группы применения — морские транспортные реакторы, используемые на подводных лод-

ках и различных надводных судах, а также реакторы, применяющиеся в космической технике;

экспериментальные реакторы, предназначенные для изучения различных физических величин, значение которых необходимо для проектирования и эксплуатации ядерных реакторов;

исследовательские реакторы, в которых потоки нейтронов и гамма-квантов, создаваемые в активной зоне, используются для исследований в области ядерной физики, физики твердого тела, радиационной химии, биологии, для испытания материалов, предназначенных для работы в интенсивных нейтронных потоках (в т. ч. деталей ядерных реакторов), для производства изотопов. Мощность исследовательских реакторов не превосходит 100 МВт. Выделяющаяся энергия, как правило, не используется;

промышленные (оружейные, изотопные) *реакторы*, используемые для наработки изотопов, применяющихся в различных областях. Наиболее широко используются для производства ядерных оружейных материалов, например ^{239}Pu . Также к промышленным относят реакторы, предназначенные для опреснения морской воды.

Иногда реакторы применяются для решения двух и более различных задач, в таком случае они называются многоцелевыми. Реакторы на быстрых нейтронах могут быть одновременно и энергетическими, и нарабатывать изотопы. Промышленные реакторы кроме своей основной задачи часто вырабатывают электрическую и тепловую энергию.

По спектру нейтронов:

реактор на тепловых (медленных) нейтронах («тепловой реактор»);

реактор на быстрых нейтронах («быстрый реактор»);

реактор на промежуточных нейтронах;

реактор со смешанным спектром.

По размещению топлива:

гетерогенные реакторы, где топливо размещается в активной зоне дискретно в виде блоков, между которыми находится замедлитель (тяжелая вода);

гомогенные реакторы, где топливо и замедлитель представляют однородную смесь (гомогенную систему).

В гетерогенном реакторе топливо и замедлитель могут быть пространственно разнесены, в частности в полостном реакторе замедлитель-отражатель окружает полость с топливом, не содержащим замедлителя. С ядерно-физической точки зрения критерием гомогенности/гетерогенности является не конструктивное исполнение, а размещение блоков топлива на расстоянии, превышающем длину замедления нейтронов в данном замедлителе. Так, реакторы с так называемой «тесной решеткой» рассчитываются как гомогенные, хотя в них топливо обычно отделено от замедлителя.

Блоки ядерного топлива в гетерогенном реакторе называются тепловыделяющими сборками (ТВС), которые размещаются в активной зоне в узлах правильной решетки, образуя ячейки.

По виду топлива:

изотопы урана 235, 238, 233 (^{235}U , ^{238}U , ^{233}U);

изотоп плутония 239 (^{239}Pu), также изотопы 239–242Pu в виде смеси с ^{238}U (MOX-топливо);

изотоп тория 232 (^{232}Th) (посредством преобразования в ^{233}U).

По степени обогащения:

природный уран;

слабо обогащенный уран;

высоко обогащенный уран.

По химическому составу:

металлический U;

UO₂ (диоксид урана);

UC (карбид урана) и т. д.

По виду теплоносителя:

H₂O (вода, см. водо-водяной реактор);

газ (см. графито-газовый реактор);

D₂O (тяжелая вода, см. тяжеловодный ядерный реактор);

органический теплоноситель;

жидкометаллический теплоноситель;

расплавы солей;

твердый теплоноситель.

По роду замедлителя:

C (графит, см. графито-газовый реактор, графито-водный реактор);

H₂O (вода, см. легководный реактор, водо-водяной реактор);

D₂O (тяжелая вода, см. тяжеловодный ядерный реактор);

Be, BeO;

гидриды металлов;

без замедлителя (см. реактор на быстрых нейтронах).

По конструкции:

корпусные реакторы;

канальные реакторы.

По способу генерации пара:

реактор с внешним парогенератором (см. водо-водяной реактор);

кипящий реактор.

Классификация МАГАТЭ:

PWR (pressurized water reactors) — водо-водяной реактор (реактор с водой под давлением);

BWR (boiling water reactor) — кипящий реактор;

FBR (fast breeder reactor) — реактор-размножитель на быстрых нейтронах;

GCR (gas-cooled reactor) — газоохлаждаемый реактор;

LWGR (light water graphite reactor) — графито-водный реактор;

PHWR (pressurised heavy water reactor) — тяжеловодный реактор.

Наиболее распространенными в мире являются водо-водяные (около 62%) и кипящие (20%) реакторы.



Типы ядерных реакторов

В настоящее время в мире существует пять типов энергетических ядерных реакторов. У каждого типа реактора есть особенности конструкции, отличающие его от других типов. Реакторы типа ВВЭР строились в основном

на территории бывшего СССР и в Восточной Европе, реакторов типа РБМК много в России. В странах Западной Европы и Юго-Восточной Азии используются кипящие водо-водяные ВВР, реакторы на тяжелой воде строились в Америке и Канаде и других странах (табл.).

Т а б л и ц а. Параметры различных ядерных реакторов, работающих на тепловых нейтронах

Параметры	ВВЭР	РБМК	Реактор на тяжелой воде
Тепловыделитель	4,5%-й обогащенный уран	2,8%-й обогащенный уран	23%-й обогащенный уран
Замедлитель и его свойства	Легкая вода. Очень хорошо замедляет нейтроны, очень сильно поглощает нейтроны. Очень дешева	Графит. Хорошо замедляет нейтроны. Почти не поглощает нейтроны. Достаточно дешев	Тяжелая вода. Очень хорошо замедляет нейтроны, почти не поглощает нейтроны. Очень дорога в производстве
Особенности активной зоны, определяемые параметрами замедлителя	Тесное расположение тепловыделяющих элементов, необходимость повышенного обогащения урана	Достаточно редкое расположение тепловыделяющих элементов, возможность использования низкообогащенного урана или отработанного топлива ВВЭР	Достаточно редкое расположение тепловыделяющих элементов, возможность использования низкообогащенного урана или отработанного топлива ВВЭР
Количество контуров	Два	Один	Два
Теплоноситель	Легкая вода в обоих контурах. Одновременно является замедлителем	Легкая вода. Замедляющий эффект незначителен	Тяжелая вода в первом контуре, легкая вода во втором. Тяжелая вода одновременно является замедлителем
Регулирование	Раствор борной кислоты в теплоносителе. Регулирующие стержни из бороциркониевого сплава и оксида европия	Регулирующие стержни из бороциркониевого сплава и оксида европия	Регулирующие стержни из бороциркониевого сплава и оксида европия
Перегрузки топлива	1 раз в 4–6 месяцев с полной остановкой реактора и вскрытием его корпуса. Каждый тепловыделяющий элемент переставляется внутри реактора трижды до его окончательного извлечения	В процессе работы с помощью специальной перегрузочной машины, позволяющей перезагружать отдельные тепловыделяющие элементы. Каждый тепловыделяющий элемент переставляется внутри реактора несколько раз до его окончательного извлечения	1 раз в несколько месяцев с полной остановкой реактора
Наружный отражатель	Наружный металлический корпус	Графитовая кладка толщиной 65 см. Наружный корпус не обязателен, но желателен по соображениям безопасности	Наружный металлический корпус

Ядерные реакторы, использующие в качестве теплоносителя воду, делятся на два типа — двухконтурные (например, реактор ВВЭР) и одноконтурные (РБМК). Если контуры теплоносителя и рабочего тела турбины совмещены, то АЭС называется одноконтурной, если же они разделены, то — двухконтурной. В таком случае контур теплоносителя называют первым, а контур рабочего тела — вторым.

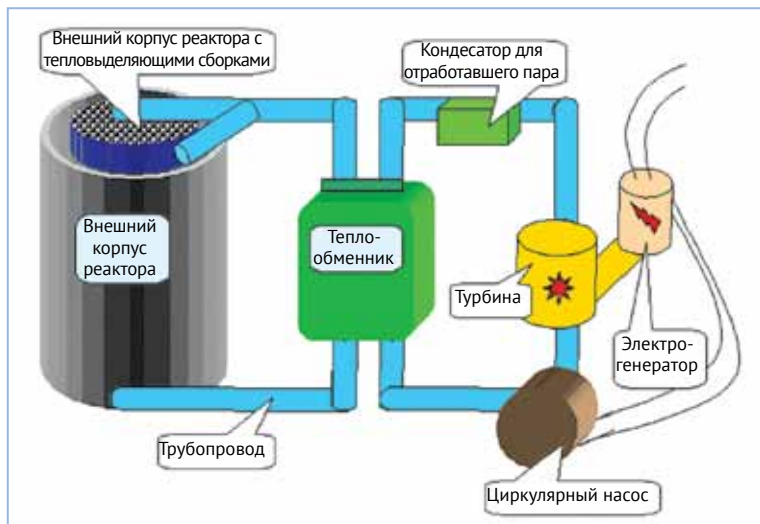
Водо-водяной энергетический реактор, ВВЭР

Реакторы водо-водяного типа с обычной («легкой») водой под давлением нашли широкое развитие во всем мире, в том числе в России. Весьма привлекательны дешевизна используемого в них теплоносителя-замедлителя и относительная безопасность в эксплуатации, несмотря на необходимость использования в этих реакторах обогащенного урана. Реактор ВВЭР-1000 с РУ В-320 представляет собой второе поколение легководных реакторов большой мощности.

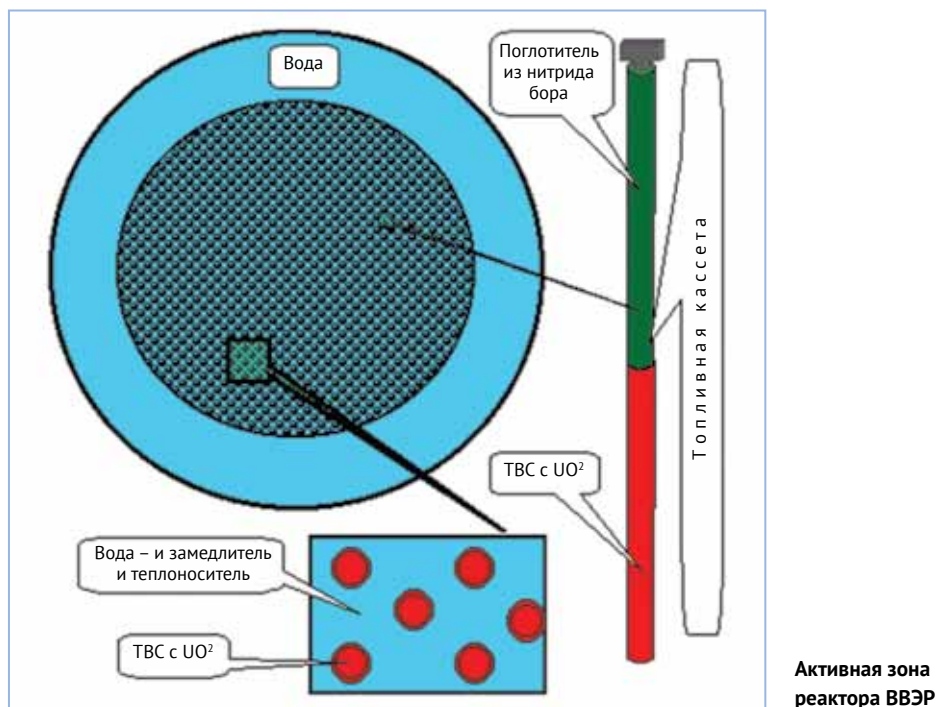
Электрическая мощность энергоблоков составляет 1000 МВт. Ядерные реакторы такого типа различной мощности установлены на Кольской, Калининской, Балаклавской АЭС (Россия), Запорожской, Ровенской, Хмельницкой, Южно-Украинской АЭС (Украина), также на АЭС Болгарии, Чехии, Финляндии, Венгрии, Армении.

Реактор с водой под давлением — легководный реактор, в котором вода находится под давлением, достаточным для предотвращения ее закипания и в то же время обеспечивающим высокую температуру теплоносителя (более 300°C). Тепловая энергия, вырабатываемая в активной зоне реактора, передается от твэлов теплоносителю (воде) первого контура. Теплоноситель поступает в теплообменники (парогенераторы), где отдает энергию во второй контур. Образующийся во втором контуре пар приводит в действие турбогенератор. В западных странах этот тип реактора обозначают PWR.

Эксплуатирующиеся в России водо-водяные энергетические реакторы относятся к типу реакторов с водой под давлением.



Блок-схема
реактора ВВЭР

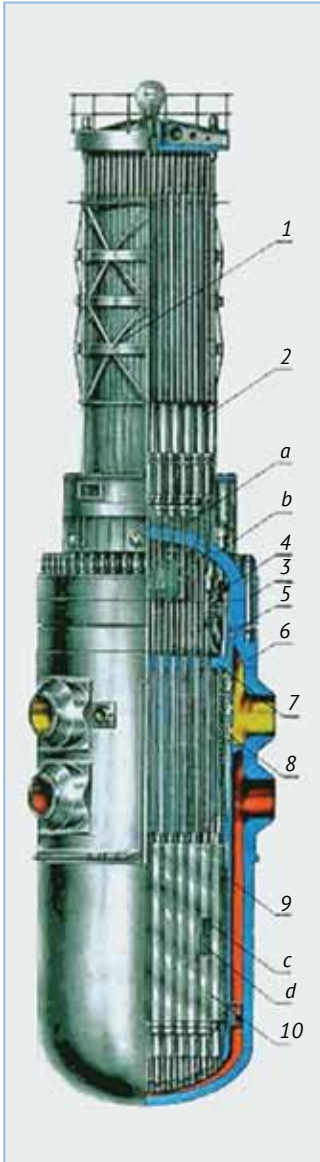


В энергетических реакторах корпусного типа ВВЭР в качестве замедлителя нейтронов и теплоносителя используется обычная вода (гетерогенный реактор). Активная зона помещается в один общий корпус, через который прокачивается вода. Используется двухконтурная схема теплоотвода. В первом контуре циркулирует вода под давлением 160 атм при температуре на выходе из реактора 325°C. В парогенераторах тепло передается воде второго контура, которая превращается в пар, подаваемый под давлением 70 атм (6,7 МПа) на турбины.

Первый контур, реакторный, полностью изолирован от второго, что уменьшает радиоактивные выбросы в атмосферу. Циркуляционные насосы прокачивают воду через реактор и теплообменник (питание циркуляционных насосов происходит от турбины). Вода реакторного контура находится под

повышенным давлением, так что, несмотря на ее высокую температуру (293°C – на выходе, 267°C – на входе в реактор), ее закипания не происходит. Вода второго контура находится под меньшим давлением, чем в реакторе, так что в теплообменнике она превращается в пар. В теплообменнике-парогенераторе теплоноситель, циркулирующий по первому контуру, отдает тепло воде второго контура. Пар, генерируемый в парогенераторе, по главным паропроводам второго контура поступает на турбины и отдает часть своей энергии на вращение турбины, после чего поступает в конденсатор. Конденсатор, охлаждаемый водой циркуляционного контура (третий контур), обеспечивает сбор и конденсацию отработавшего пара.

Конденсат, пройдя систему подогревателей, подается снова в реактор. Диаметр активной зоны – 3,12 м, высота – 3,5 м, загрузка



Разрез реактора ВВЭР-1000:

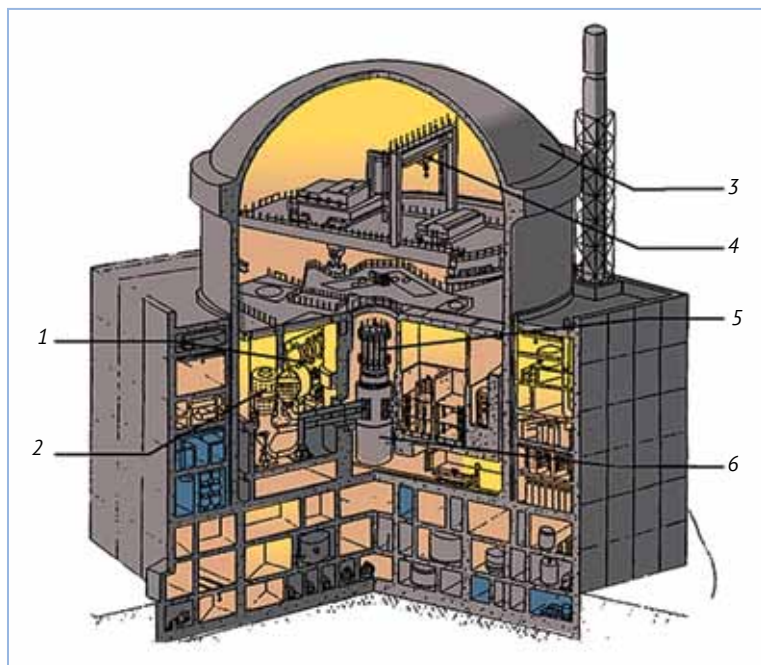
1 — верхний блок; 2 — привод СУЗ; 3 — шпилька; 4 — труба для закрутки; 5 — уплотнение; 6 — корпус реактора; 7 — блок защитных труб; 8 — шахта; 9 — выгородка; 10 — топливные сборки; a — теплоизоляция реактора; b — крышка реактора; c — регулирующие стержни; d — топливные стержни

природного урана — 90 т, обогащение ^{235}U до 3–4%.

В корпусе кипящем реакторе активная зона размещена в высокопрочном, толсто-стенном стальном баке. Реактор состоит из корпуса с крышкой и уплотняющими элементами; корзины, в которой размещаются тепловыделяющие сборки (ТВС) с тепловыделяющими элементами (ТВЭлами); теплового экрана; органов системы управления; тепловой и биологической защиты.

Корпус реактора является одним из ответственных конструктивных элементов. Он должен быть прочным, хорошо противостоять коррозионному и эрозийному воздействию теплоносителя и ионизирующих излучений, а также должен обеспечить абсолютную надежность и полную герметичность как в обычных условиях работы, так и при возможных аварийных ситуациях. Корпус полностью заполнен водой под высоким давлением (12,5 МПа и более).

Уплотнение крышки в корпусе производится с помощью прокладки из никеля или меди, которая укрепляется гайками или шпильками, ввернутыми в корпус. В корпусе реактора установлены тепловые экраны, окружающие активную зону. Их изготавливают из нержавеющей стали в виде коаксиальных цилиндров, образующих кольцевые зазоры. Проходящий в зазорах теплоноситель охлаждает корпус реактора и отражает нейтроны. Вода подается в реактор снизу под давлением. Сверху реактор закрыт стальной крышкой, герметизирующей его корпус и являющейся биозащитой. Для предотвращения перегрева топлива в случае обезвоживания активной зоны смонтирована система, позволяющая быстро залить активную зону водным раствором борной кислоты. При этом не только охлаждается сама активная зона, но и прекращается цепная реакция деления. Активная зона состоит из 163 тепло-



Разрез герметичной оболочки реакторного отделения:

1 – горизонтальный парогенератор; 2 – главный циркуляционный насос; 3 – железобетонная оболочка; 4 – кран; 5 – верхний блок реактора; 6 – корпус реактора

выделяющих створок шестигранной формы с твэлами.

Твэлы собирают в тепловыделяющие сборки, для удобства их перегрузки и транспортировки. ТВС шестигранной формы расположены в активной зоне с шагом 20–25 см. Все ТВС в активной зоне монтируются в корзине. Корзина удерживает ТВС в определенном положении и распределяет поток теплоносителя через них. В парогенераторе передача тепла через поверхность нагрева идет из-за перепада температур между теплоносителем и кипящей водой. При использовании воды в качестве



Внешний вид ТВЭС промышленных реакторов



Разрез ТВЭС реактора типа ВВЭР

теплоносителя требуется поддерживать в первом контуре более высокое давление, чем давление пара, подаваемого на турбину. Поэтому все оборудование первого контура работает под более высоким давлением. Этот недостаток отсутствует у одноконтурного РБМК. Зато у ВВЭР второй контур работает на

нерадиоактивном паре, что облегчает эксплуатацию турбины. Выброс во внешнюю среду радиоактивных веществ у такой станции возможен лишь в первом контуре.

В таблице приведены основные технические характеристики ядерного реактора ВВЭР-1000.

Т а б л и ц а. Технические характеристики ВВЭР

Параметры	Значение
Мощность тепловая номинальная, МВт	3000
Продолжительность работы между перегрузками топлива, мес.	12
Внутренний диаметр корпуса реактора, м	4,136
Количество насосов первого контура, шт.	4
Давление теплоносителя первого контура, МПа	15,7
Общий расход теплоносителя первого контура, м ³ /ч	84 800
Температура теплоносителя первого контура на входе в реактор, °С	290
Температура теплоносителя первого контура на выходе из реактора, °С	320
Количество парогенераторов, шт.	4
Давление пара, МПа	6,27
Температура пара, °С	278,5
Паропроизводительность, т/ч	1470
Количество гидроемкостей системы аварийного охлаждения, шт.	4
Количество высоконапорных насосов системы аварийного охлаждения, шт.	3
Количество низконапорных насосов системы аварийного охлаждения, шт.	3
Количество генераторов надежного электропитания, шт.	3

Реактор большой мощности канальный, РБМК

Разработка ядерного реактора типа РБМК-1000 явилась значительным шагом в развитии атомной энергетики СССР. Такие реакторы позволяют создать крупные АЭС большой мощности.

РБМК — реактор большой мощности канальный. Это тепловой одноконтурный энергетический реактор с кипением теплоносителя в каналах и прямой подачей насыщенного пара в турбины. В роли теплоносителя выступает «легкая» вода, а замедлителем является графит.

Из двух типов реакторов на тепловых нейтронах — корпусных водо-водяных и канальных водографитовых, использовавшихся в атомной энергетике СССР, последние оказались проще освоить и внедрить в жизнь, так как изготовление их осуществлялось на общемашиностроительных заводах, причем не требовалось уникального оборудования, необходимого для изготовления корпусов водо-водяных реакторов.

Энергоблоки с РБМК электрической мощностью 1000 МВт (РБМК-1000) составили основу таких атомных электростанций, как Ленинградская, Курская, Чернобыльская, Смоленская АЭС.

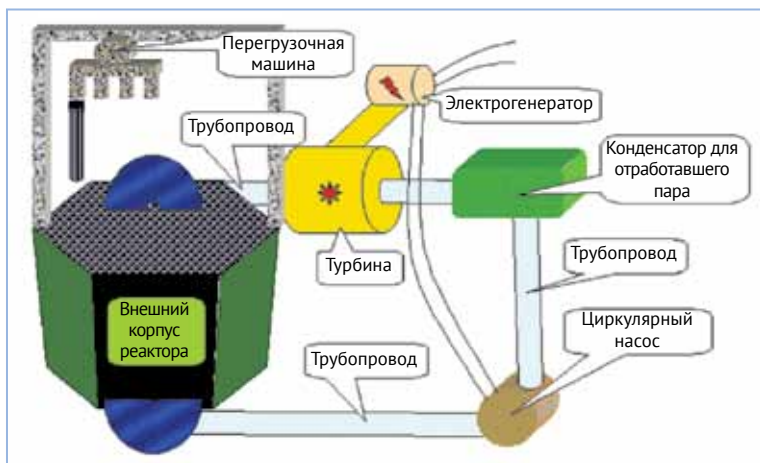


Схема АЭС с одноконтурным канальным реактором типа РБМК

Они зарекомендовали себя как надежные и безопасные установки с высокими технико-экономическими показателями.

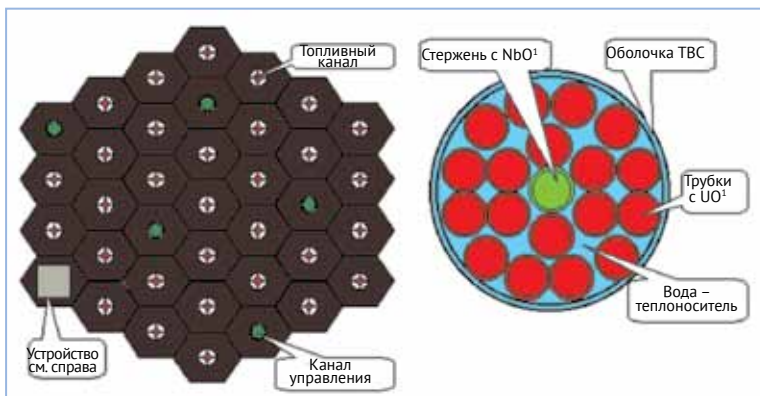
Тепловая мощность реактора РБМК-1000 – 3200 МВт, а электрическая мощность реакторной установки – 1000 МВт.

Реактор работает на тепловых нейтронах, в качестве теплоносителя используется обычная вода (гетерогенный реактор).

Реактор с кипящей водой – легководный реактор, в котором вода (теплоноситель) доводится до кипения в активной зоне, а образующийся пар направляется непосредственно на турбину (так называемая одноконтурная

схема). В западных странах этот тип реактора обозначают BWR.

В одноконтурном канальном энергетическом уран-графитовом реакторе вода при прохождении через активную зону нагревается до температуры кипения. В верхней части активной зоны образуется пар. Пароводная смесь, которая в сепараторе, разделяется на воду, возвращающуюся на вход реактора, и пар, идущий непосредственно на турбину. Конденсат пара из конденсатора турбины направляют через подогреватели в реактор. Неконденсирующиеся газы из конденсатора турбины выбрасывают в систему специальной



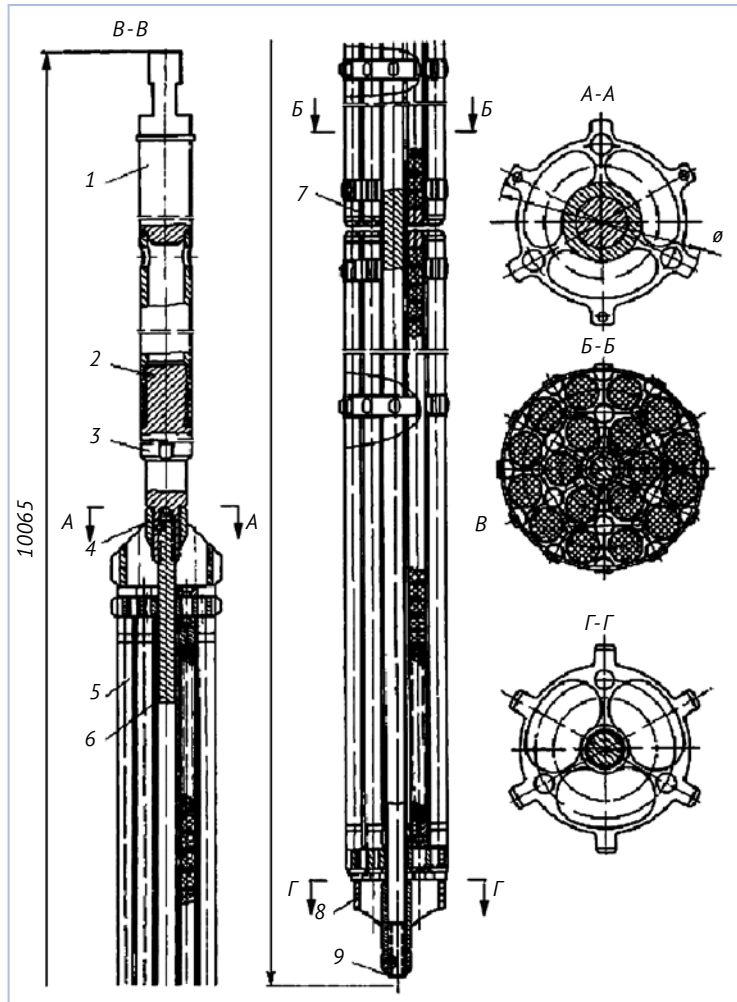
Активная зона реактора РБМК

вентиляции или на очистку. Часть электричества, вырабатываемого турбиной, расходуется на собственные потребности АЭС, в том числе на работу циркуляционных насосов.

Канальные кипящие реакторы типа РБМК состоят из цилиндрической графитовой кладки замедлителя, размещаемой в бетонной шахте, через которую проходят специальные каналы для органов регулирования и технологические каналы с урановым топливом, охлаждаемым водой.

Основные технические характеристики РБМК следующие.

Реактор окружен боковой биологической защитой в виде кольцевого бака с водой. Этот цилиндр пронизывают 1693 топливных канала, представляющих собой трубки из сплава циркония диаметром 88 мм и толщиной 4 мм. В топливном канале устанавливается тепловыделяющая сборка. Активная зона реактора — вертикальный цилиндр диаметром 11,8 м и высотой 7 м. По периферии актив-



Тепловыделяющая кассета РБМК-1000:
 1 — подвеска; 2 — штифт; 3 — переходник;
 4 — хвостовик; 5 — твэл;
 6 — несущий стержень;
 7 — втулка; 8 — наконечник;
 9 — гайки



Реакторный зал установки РБМК-1000

ной зоны, а также сверху и снизу расположен боковой отражатель — сплошная графитовая кладка толщиной 0,65 м. Собственно активная зона собрана из графитовых шестигранных колонн (всего их 1693), составленных из блоков сечением 250×250 мм.

Ядерным топливом служит диоксид урана (UO_2), обогащенный ураном-235 до 2%, в виде таблеток диаметром 11,5 мм, запрессованных в твэлы — трубки из сплава на основе циркония с наружным диаметром 13,6 мм и толщиной стенок 0,9 мм. 18 таких твэлов смонтированы в одну общую тепловыделяю-

щую сборку (ТВС). ТВС в РБМК состоит из двух частей — верхней и нижней.

Помимо твэлов, ТВС содержит крепежные детали из сплава циркония и несущий стержень из оксида ниобия.

Две последовательно соединенные тепловыделяющие сборки, длина каждой из которых (т.е. высота столбика таблеток) — 3,5 м, образуют тепловыделяющую кассету. Стенки кассеты плотно фиксированы к графитовой кладке. Кассета помещается в вертикально расположенную трубу (технологический канал), по ней прокачивается охлаждающая вода, которая превращается в пар непосредственно в ядерном реакторе.

В остальных каналах расположены стержни системы управления защитой (179 каналов), которые состоят из поглотителя — бороциркониевого сплава. Стержни системы управления защиты предназначены для регулирования радиального поля энерговыделения, автоматического регулирования мощности, быстрой остановки реактора и регулирования поля энерговыделения.

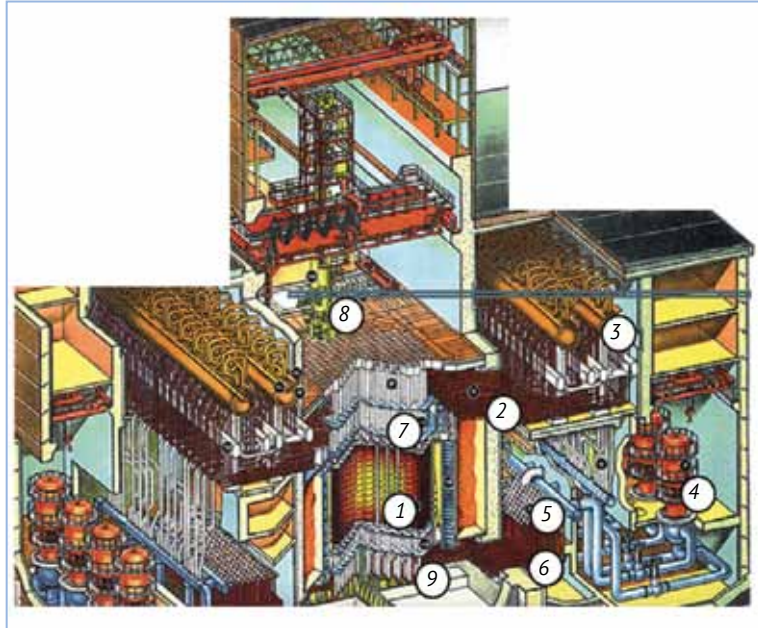
По своему назначению стержни делятся на стержни аварийной защиты (24 шт.), стержни автоматического регулирования (12), стержни локального автоматического регулирования (12), стержни ручного регулирования (131) и укороченные стержни поглотителя (32). Всего имеется 211 стержней. Контроль за энергораспределением по высоте и радиусу активной зоны производится с помощью термометров. Некоторые каналы полностью изолированы от теплоносителя, в них расположены датчики радиации.

Внутри герметичного кожуха реактора на нижней плите установлена графитовая кладка реактора, состоящая из 1693 вертикальных графитовых колонн, собранных из прямоугольных блоков высотой 200, 300, 500 и 600 мм, с основанием 250×250 мм и внутренним отверстием диаметром 114 мм.

Разрез реактора

РБМК-1000:

1 — активная зона; 2 — штифт; 3 — пароводяные коммуникации; 4 — барабан-сепаратор; 5 — ЦГМ; 6 — раздаточно-групповые коллекторы; 7 — подводящие трубопроводы; 8 — верхняя биологическая защита; 9 — отгрузочно-загрузочная машина; 10 — нижняя биологическая защита



Колонны предназначены для установки в них топливных каналов, каналов для СУЗ, а остальные являются боковым отражателем. Каналы представляют собой трубчатую конструкцию, состоящую из центральной, выполненной из циркониевого сплава части на высоте активной зоны, и нижней и верхней концевых частей, выполненных из нержавеющей стали. К нижним частям каналов приварены трубопроводы для подвода и отвода теплоносителя. Для кладки реактора используется графит плотностью $1,65 \text{ г/см}^3$.

Преимущество одноконтурного реактора — отсутствие теплообменника между первым и вторым контуром, сильно затрудняющего работу реактора ВВЭР. Однако у РБМК все оборудование функционирует с радиоактивным теплоносителем, что усложняет его эксплуатацию.

Все газообразные (летучие) радиоактивные вещества, содержащиеся в паре вместе с другими неконденсирующимися газами, объ-

ем которых довольно велик, отсасываются из конденсатора турбины эжектором и направляются на очистку.

Эффективность канальных реакторов типа РБМК в значительной степени зависит от мощности, снимаемой с каждого канала. Распределение мощности между каналами определяется плотностью потока нейтронов в активной зоне и выгоранием топлива в каналах. При этом существует предельная мощность, которую нельзя превышать ни в одном канале. Это значение мощности определяется условиями теплосъема. Первоначально проект РБМК был разработан на электрическую мощность 1000 МВт, чему при выбранных параметрах соответствовала тепловая мощность реактора 3200 МВт. Путем интенсификации теплообмена удалось увеличить предельно допустимую мощность канала в 1,5 раза до 4500 кВт при одновременном повышении допустимого паросодержания до нескольких десятков процентов. Необходи-



Т а б л и ц а. Основные характеристики реактора РБМК-1000

Мощность:	
Электрическая	1000
Тепловая	3200
Размеры активной зоны, мм:	
Эквивалентный диаметр, мм	11 800
Высота, мм	7000
Шаг топливных каналов, мм	250
Число топливных каналов, шт.	1693
Максимальная мощность теплового канала, кВт	3000
Тип твэла	Стержневой
Материал оболочки	Циркониевый сплав
Паропроизводительность реактора, т/ч	5800
Параметры пара перед турбиной:	
Давление, МПа	6,380
Температура, °С	280
Температура теплоносителя в каналах реактора:	
Вход, °С	270
Выход, °С	284
Расход воды через реактор, т/ч	37 500
Среднее массовое паросодержание на выходе, %	14,5

мая интенсификация теплообмена достигнута благодаря разработке ТВС, в конструкции которой предусмотрены интенсификаторы теплообмена. При увеличении допустимой мощности канала до 4500 кВт тепловая мощность реактора РБМК повышена до 4800 МВт, чему соответствует электрическая мощность 1500 МВт. Реакторы РБМК-1500 работают на Игналинской АЭС.

Реакторы типа ВВЭР и РБМК: сравнительные характеристики

Наиболее принципиальные различия реакторов: ВВЭР – корпусной реактор (давление держится корпусом реактора), РБМК – канальный реактор (давление держится независимо в каждом канале); в ВВЭР теплоноситель и замедлитель – одна и та же вода (дополнительный замедлитель не вводится), в РБМК замедлитель – графит, а теплоноситель –

вода; в ВВЭР пар образуется во втором корпусе парогенератора, в РБМК пар образуется непосредственно в активной зоне реактора (кипящий реактор) и прямо идет на турбину – нет второго контура.

Из-за различного строения активных зон параметры работы у этих реакторов также разные. Для безопасности реактора имеет значение такой параметр, как коэффициент реактивности. Его можно образно представить как величину, показывающую, как изменения того или иного другого параметра реактора повлияют на интенсивность цепной реакции в нем. Если этот коэффициент положительный, то при увеличении параметра, по которому приводится коэффициент, цепная реакция в реакторе при отсутствии каких-либо других воздействий будет нарастать и в конце станет возможным переход ее в неуправляемую и каскадно нарастающую – произойдет разгон реактора. При разгоне реактора происходит

интенсивное тепловыделение, приводящее к расплавлению тепловыделителей, стеканию их расплава в нижнюю часть активной зоны, что может привести к разрушению корпуса реактора и выбросу радиоактивных веществ в окружающую среду.

В реакторе ВВЭР при появлении в активной зоне пара или при повышении температуры теплоносителя, приводящего к снижению его плотности, падает количество столкновений нейтронов с атомами молекул теплоносителя, уменьшается замедление нейтронов, вследствие чего все они уходят за пределы активной зоны, не реагируя с другими ядрами. Реактор останавливается.

В реакторе РБМК при вскипании воды или повышении ее температуры, приводящее к снижению ее плотности, уходит ее нейтронопоглощающее действие (замедлитель — графит — в этом реакторе и так уже есть, а у пара коэффициент поглощения нейтронов гораздо ниже, чем у воды). В реакторе нарастает цепная реакция, и он разгоняется, что, в свою очередь, приводит к дальнейшему повышению температуры воды и ее вскипанию.

При возникновении штатных ситуаций работы реактора, сопровождающихся его разгоном, реактор ВВЭР заглухнет, а реактор РБМК продолжит разгон с нарастающей интенсивностью, что может привести к очень интенсивному тепловыделению, результатом которого будет расплавление активной зоны реактора. Данное последствие очень опасно, так как при контакте расплавленных циркониевых оболочек с водой происходит разложение ее на водород и кислород, образующих крайне взрывчатый гремучий газ, при взрыве которого неизбежны разрушение активной зоны и выброс радиоактивных топлив и графита в окружающую среду.

Именно по такому пути развивались события при аварии на Чернобыльской АЭС. Поэтому в реакторе РБМК, как нигде, важна роль

защитных систем, которые будут или предотвращать разгон реактора, или экстренно его охлаждать в случае разгона, погашая подъем температуры и вскипание теплоносителя. Современные реакторы типа РБМК оборудованы достаточно эффективными подобными системами, практически сводящими на нет риск развития аварии.

Итак, реактор РБМК требует меньшего обогащения топлива, обладает лучшими возможностями по наработке делящегося материала (плутония), имеет непрерывный эксплуатационный цикл, но более потенциально опасен в эксплуатации. Степень этой опасности зависит от качества систем аварийной защиты и квалификации эксплуатационного персонала.

Кроме того, вследствие отсутствия второго контура у РБМК большие радиационные выбросы в атмосферу в течение эксплуатации.

Реакторы на быстрых нейтронах

В США венгерским ученым Л. Сцилардом в январе 1943-го была высказана идея о расширенном воспроизводстве ядерного горючего. Первый промышленный бридер — экспериментальный реактор (тепловая мощность 0,2 МВт) был введен в действие 20 декабря 1951 года в ядерном центре в Айдахо, США. С 1949 года в СССР под руководством А.И. Лейпунского велась многоплановая исследовательская работа по созданию реакторов на быстрых нейтронах. И такой реактор был введен в эксплуатацию в г. Обнинск в 1955-м. На тот момент в России эксплуатируются ядерные исследовательские установки (бридеры), расположенные в физико-энергетическом институте г. Обнинск (БР-5 мощностью 5 МВт построен в 1957-м, БР-10 — в 1959-м, реконструирован в 1982-м) и в НИИАР г. Димитровград (БОР-60 запу-



щен в эксплуатацию в 1968-м). Затем были введены в эксплуатацию и промышленные энергетические реакторы БН-350 и БН-600. В 1956 году консорциум компаний США приступил к сооружению демонстрационного реактора-бридера «Ферми-1» мощностью 65 МВт (г. Детройт).

Интерес промышленности США к бридерам упал после того, как в 1966 г. вскоре после пуска реактора «Ферми-1», на нем из-за проблем в натриевом контуре произошла авария с расплавлением активной зоны. Этот бридер был демонтирован. Германия первый бридер построила в 1974-м и закрыла в 1994 году. Реактор большей мощности SNR-2, строительство которого началось еще в начале 70-х XX века, так и не был введен в эксплуатацию после завершения строительства в конце 1990-х.

Во Франции в 1973-м введен в эксплуатацию первый бридер «Феникс», а в 1985 году – полномасштабная АЭС с реактором на быстрых нейтронах «Суперфеникс» (самый мощный реактор в мире на быстрых нейтронах мощностью 1200 МВт), работавший на плутониевом топливе. Он остановлен в 1996 году. Япония в 1977-м закончила строительство опытного бридера «Дзёё».

Большой демонстрационный реактор на быстрых нейтронах «Мондзю», введенный в эксплуатацию в 1994 году, в декабре 1995-го закрыт после пожара из-за утечки теплоносителя натрия, и заработает ли он опять, неизвестно. В СССР первый промышленный бридер БН-350 был построен на берегу Каспийского моря для снабжения энергией установки опреснения воды. В 2000 году реактор остановлен, в настоящее время демонтирован. В России единственный энергетический реактор на быстрых нейтронах работает на Белоярской АЭС – БН-600 (ОК-505). Его строительство было начато в 1966-м, введен в эксплуатацию 8 апреля.

Строится реактор БН-800 (на нитридном топливе), спроектированы реакторы БРЕСТ-1200, БРЕСТ-300. Новые типы реакторов, вероятно, будут работать на смешанном уран-плутониевом топливе, способствуя утилизации оружейного плутония.

Внедрение реакторов на быстрых нейтронах (быстрых реакторов-размножителей или реакторов-бридеров) в энергетику могло бы шестидесятикратно (и более) увеличить эффективность использования урана. Этот тип реакторов может работать на плутониевом топливе, произведенном в обычных реакторах, и эксплуатироваться в замкнутом цикле с собственным заводом по переработке отходов. Каждый такой реактор, загруженный первоначально естественным ураном, очень быстро достигает стадии, когда каждая тонна руды выдает в 60 раз больше энергии, чем в обычном реакторе.

Переход к серийному сооружению АЭС с БН осложнен многими неотработанными в промышленном масштабе технологическими процессами и нерешенными вопросами оптимальной организации ядерного топливного цикла, который должен базироваться на плутонии и может быть только замкнутым с очень коротким (до 1 года) временем внешнего цикла (химическая переработка отработавшего топлива и дистанционно управляемое изготовление свежего топлива).

Удельные капиталовложения в АЭС с БН в 1,5–2 раза превышают удельные капиталовложения в АЭС с реакторами на тепловых нейтронах. Сдерживающее влияние на развитие реакторов на БН оказывает также пока благополучное положение в мире с ресурсами относительно дешевого урана. В настоящее время реакторы на быстрых нейтронах широкого распространения не получили в основном из-за сложности конструкции и проблемы получения устойчивых конструкционных материалов.

Быстрые реакторы (БР) позволяют осуществлять непрерывное производство энергии безопасным и экологически приемлемым способом; трансмутацию радиационно опасных отходов ядерной энергетики, в том числе экологически наиболее опасных долгоживущих актинидов; БР являются также наиболее эффективными потребителями плутония, в том числе экс-оружейного.

Надежность БР, высокий кпд, определяющий меньшее тепловое загрязнение, высокий уровень внутренне присущей ядерной безопасности, низкий уровень радиационного воздействия на персонал и окружающую среду подтверждаются многолетним безаварийным опытом эксплуатации быстрых реакторов с натриевым теплоносителем БР-10, БОР-60, БН-350, БН-600.

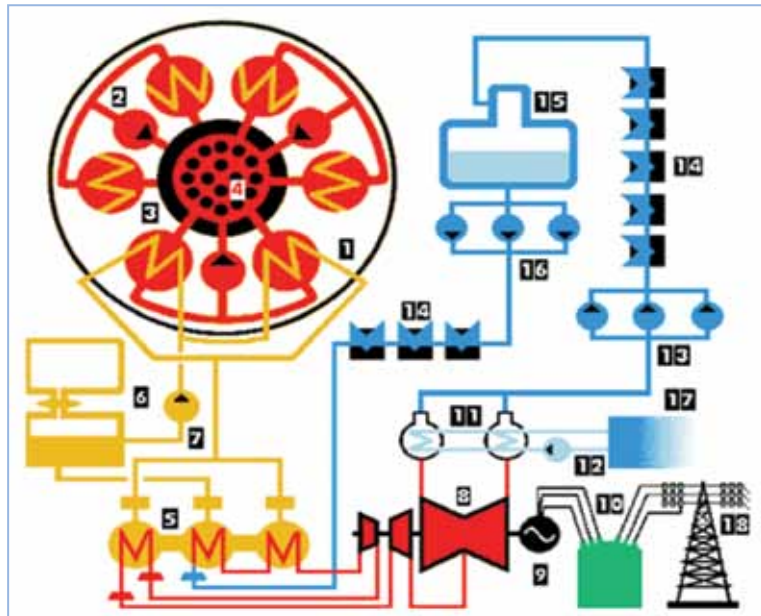
Ядерный реактор БН-600 выполнен с «интегральной» компоновкой оборудования, при которой активная зона и оборудование первого контура (главные циркуляционные

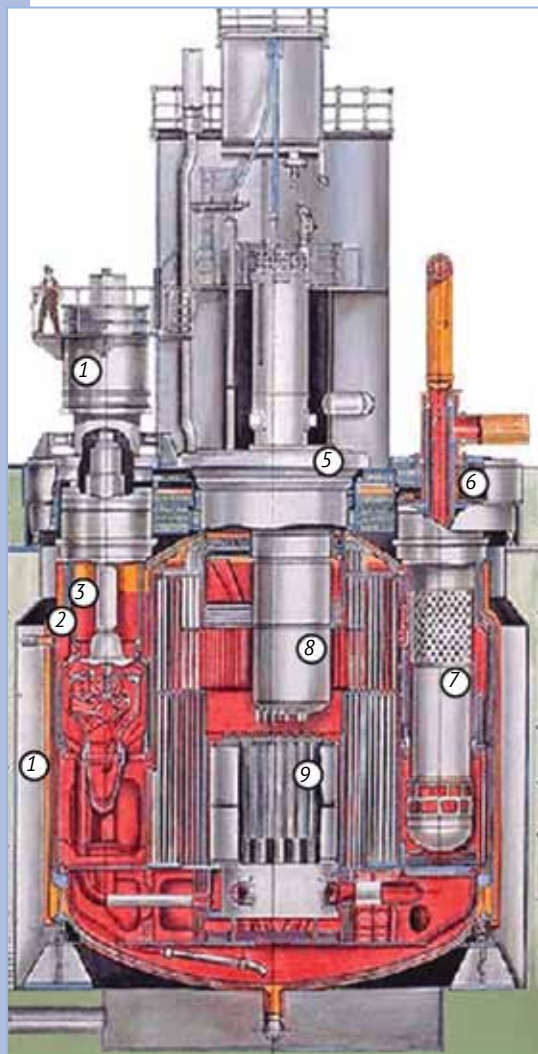
насосы и промежуточные теплообменники) размещены в корпусе реактора. Корпус реактора представляет собой бак цилиндрической формы с эллиптическим днищем и конической верхней крышкой, выполненной с одиннадцатью горловинами — для поворотной пробки, насосов первого контура, промежуточных теплообменников, элеваторов системы перегрузки тепловыделяющих сборок. Цилиндрическая часть корпуса соединена с днищем путем сварки через переходное опорное кольцо, на котором установлен опорный пояс, являющийся основой несущей конструкции внутри корпуса реактора; он образует системой радиальных ребер три сливные камеры для натрия, выходящего из теплообменников.

С начала эксплуатации на энергоблоке БН-600 выработано более 69 млрд кВт·ч электроэнергии. При этом интегральный коэффициент использования календарного времени составил 77%, а интегральный коэф-

Тепловая схема энергоблока БН-600:

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





Конструкция реактора БН-600:

1 – шахта; 2 – корпус; 3 – главный циркуляционный насос 1-го контура; 4 – электродвигатель насоса; 5 – большая поворотная пробка; 6 – радиационная защита; 7 – теплообменник «натрий-натрий»; 8 – центральная поворотная колонна с механизмами СУЗ; 9 – активная зона

коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) – 69%. При проектном КИУМ 80% максимальное его значение 83% было

достигнуто в 1992 году. Энергоблок БН-600 по показателям работы, которые учитывает Всемирная Ассоциация операторов АЭС, входит в первую половину лучших атомных электростанций мира.

Дальнейшая работа по быстрым реакторам связана с модернизацией существующих и проектированием новых энергоблоков повышенной безопасности с улучшенными экономическими показателями: разрабатывается вариант гибридной активной зоны для действующего реактора БН-600, получена лицензия на реактор БН-800, в перспективе – разработка мощного реактора с нитридной зоной БН-1800. При разработке реактора БН-800 в проект введены технические решения, позволяющие вывести его на уровень, соответствующий требованиям по безопасности к реакторам нового поколения: пассивные средства воздействия на реактивность, системы аварийного расхолаживания через теплообменники, поддон для сбора расплавленного топлива. Вероятность аварии с расплавлением активной зоны реактора БН-800 на порядок ниже, чем в легководных реакторах.

Промышленные реакторы

В СССР промышленные (военные) уран-графитовые реакторы с высокими потоками тепловых нейтронов использовались для наработки оружейного плутония и других делящихся нуклидов. Попутно решались еще две задачи: получение электроэнергии и снабжение теплом близлежащие населенные пункты. (В США военные реакторы применяли исключительно для наработки оружейного плутония.)

К военным реакторам предъявляются такие требования: 1) большой коэффициент воспроизводства делящегося материала; 2) высокая энергонапряженность; 3) корот-

кое время удвоения плутония. Нарботка оружейных радионуклидов и расширенное воспроизводство топлива проводятся на реакторах-конверторах и реакторах-размножителях.

Реактор-конвертер — ядерный реактор, в процессе работы которого производится новое по изотопному составу ядерное топливо по сравнению со сжигаемым.

Реактор-размножитель (бридер) — реактор на быстрых нейтронах, в котором коэффициент конверсии превышает 1 и осуществляется расширенное воспроизводство ядерного топлива.

Расширенное воспроизводство ядерного топлива — воспроизводство ядерного топлива с коэффициентом конверсии, большим 1. В этом случае делящегося материала нарабатывается больше, чем «сгорает» в реакторе.

Воспроизводство — размножение делящегося вторичного топлива из сырьевого (воспроизводящего) материала, т.е. ядерное превращение воспроизводящего материала в делящийся. В ядерном реакторе нейтроны, образующиеся цепной реакцией деления, расходуются не только на ее поддержание, но и поглощаются ураном-238 или торием-232 с образованием делящихся нуклидов (например, плутония-239 или урана-233).

Вторичным делящимся топливом считают Pu-239 и U-233, материалом воспроизводства — U-238 и Th-232.

Воспроизводящий материал — материал, содержащий один или несколько воспроизводящих нуклидов.

Воспроизводящий нуклид — нуклид, способный прямо или косвенно превращаться в делящийся нуклид за счет захвата нейтронов. В природе существуют два воспроизводящих нуклида — уран-238 и торий-232.

Время удвоения — время, в течение которого количество делящегося материала, первоначально загруженного в реактор, уд-

ваивается в процессе расширенного воспроизводства.

Вторичное ядерное топливо — к вторичному ядерному топливу относят плутоний-239 и уран-233, образующиеся в ядерных реакторах соответственно из урана-238 и тория-232 при поглощении нейтронов. Вторичное ядерное топливо является перспективным источником ядерной энергии.

Выгорание ядерного топлива — снижение концентрации любого нуклида в ядерном топливе вследствие ядерных превращений этого нуклида при работе реактора.

Глубина выгорания — доля первоначального количества ядер данного типа, которые испытали ядерное превращение в реакторе при воздействии нейтронов (выражается в процентах).

Зона воспроизводства (Blanket) — часть ядерного реактора, содержащая воспроизводящий материал и предназначенная для получения в ней вторичного ядерного топлива.

Коэффициент воспроизводства — отношение числа ядер образовавшегося топлива к числу ядер выгоревшего делящегося топлива. Реакторы на быстрых нейтронах характеризуются расширенным воспроизводством вторичного ядерного топлива, т.е. в них накапливается ядерного топлива больше, чем расходуется.

Коэффициент конверсии — отношение числа ядер нового делящегося материала, образующегося в процессе конверсии (воспроизводства), к числу разделившихся ядер исходного делящегося материала.

Расширенное воспроизводство ядерного топлива — воспроизводство ядерного топлива с коэффициентом конверсии, большим 1. В этом случае делящегося материала нарабатывается больше, чем «сгорает» в реакторе.

Чтобы получать плутоний в достаточном количестве, нужны мощные нейтронные потоки. В принципе, любой атомный реактор является источником нейтронов, но для про-



мышленного производства плутония используется специально разработанный для этого. Первым в мире промышленным реактором по производству плутония был реактор в Хэнфорде (США). Заработал он 26 сентября 1944 года, мощность – 250 МВт, производительность – 6 кг плутония в месяц. Он содержал около 200 тонн металлического урана, 1200 тонн графита и охлаждался водой со скоростью 5 м³/мин.

Графитовые тепловые реакторы

Исторически первыми промышленными реакторами – наработчиками плутония – были каналные реакторы на тепловых нейтронах с графитовым замедлителем и прямым проточным водным охлаждением (аналогом такого реактора является реактор энергетический РБМК). В СССР первый такой реактор А-1 («Аннушка») мощностью 100 МВт пущен 19 мая 1948 года в Челябинске-40 (Химический комбинат «Маяк», г. Озерск). Второй уран-графитовый реактор – наработчик плутония – АВ-1 мощностью около 1000 МВт введен в строй в июле 1950-го. Третий подобный реактор АВ-2 мощностью 300 МВт пущен в марте 1951-го. Позднее его мощность была увеличена до 1400 МВт. В декабре 1951-го запущен исследовательский уран-графитовый реактор АИ, предназначенный для испытаний тепловыделяющих элементов, а в октябре 1952-го запущен четвертый уран-графитовый реактор – наработчик плутония – АВ-3 мощностью 1000 МВт. Всего на комбинате «Маяк» в разные годы были введены в эксплуатацию 10 реакторов разной модификации, 8 из которых остановлены до 1991 года.

Вторым предприятием, на котором были построены реакторы – наработчики оружейного плутония, был Сибирский химический комбинат (СХК, г. Северск Томской области).

Третьим заводом, на котором построены реакторы по наработке плутония, был Горно-

химический комбинат (г. Железногорск, Красноярского края, ранее Красноярск-26). Тепло с этого атомного реактора используется для выработки электрической энергии и нагрева сетевой воды, которая с 1966 года подается для горячего водоснабжения и отопления жилого массива, школ, больницы, промышленных предприятий Железногорска.

В год реакторы АДЭ-2, АДЭ-4 и АДЭ-5 вместе нарабатывают 1500 кг плутония.

Легководные реакторы

Существуют промышленные реакторы – наработчики плутония, функционирующие на обычной воде (правда, глубоко очищенной от примесей). Примером может служить реактор «Руслан», пущенный на «Маяке» в 1985-м. По конструкции это реактор бассейнового типа, в котором теплоносителем и замедлителем одновременно является обычная (легкая) вода высокой степени очистки (бидистиллят). Отвод тепла осуществляется по двухконтурной схеме. Реактор используется для наработки плутония и радиоактивных изотопов. Работает в режиме кампаний. По окончании каждой кампании производится перегрузка топлива, а в течение кампании делается несколько остановок (8–10) для перегрузки поглотителей и выполнения ремонтных работ. До настоящего времени реактор работает стабильно.

Тяжеловодные реакторы

Наработка плутония первоначально проводилась на уран-графитовых реакторах, но впоследствии к ним подключились мощные реакторы на тяжелой воде. Два таких реактора, предназначенные для одновременной наработки плутония и трития, были пущены на «Маяке».

Реактор ОК-180 представлял собой первый в стране промышленный тяжеловодный

реактор, предназначенный для получения плутония и ряда изотопов. Строительство реактора начато 6 июня 1949-го и закончено 23 сентября 1951-го; 3 марта 1966 года он был остановлен. Реактор ОК-190 представлял собой естественное продолжение и развитие реактора ОК-180. Строительство реактора ОК-190 начато 6 октября 1953 года и закончено 29 октября 1955-го. Физический пуск реактора был осуществлен 27 декабря 1955 года, 8 октября 1965-го реактор ОК-190 был остановлен. Третий реактор ОК-190М пущен в апреле 1966-го. Уникальные параметры этого реактора позволяли кроме плутония получать различные радиоактивные изотопы, используемые в народном хозяйстве и идущие на экспорт. 16 апреля 1986 года реактор ОК-190М был заглушен и выведен из эксплуатации.

Реактор «Людмила» стал очередным тягеловодным реактором с двухконтурной схемой охлаждения. Пущен 31 декабря 1967 года. Подбором оптимальной величины «**ph**» удалось снизить температуру оболочки блоков, что позволило превысить проектный уровень мощности более чем на 15% без превышения регламентированных параметров. В отличие от своих предшественников, реактор имеет стальной корпус, который работает без замечаний до сих пор.

В соответствии с межправительственным соглашением Россия — США закрыты все российские и американские реакторы по наработке оружейного плутония. Работают лишь три последних уран-графитовых реактора АДЭ-4, АДЭ-5 (г. Северск Томская область, пущены в 1964 и 1965 годах) и АДЭ-2 (г. Железногорск Красноярского края, пущен в эксплуатацию в 1964-м). Причина уважительная: помимо плутония, они вырабатывают еще и тепло- и электроэнергию для населения больших городов (в Железногорске, к примеру, проживает 150 тыс. человек). Реактор АДЭ-2

вырабатывает 1 млрд киловатт-часов электроэнергии и 1 млн гигакалорий. Для остановки этих реакторов необходимо введение замещающих мощностей (например, строительства двух ТЭЦ, работающих на угле). Для обеспечения безопасной эксплуатации реакторов разработана программа их модернизации, которая, впрочем, не ведет к продлению срока службы реакторы. Оружейные реакторы АДЭ работали до 2010 года. И столько же лет продолжалась вынужденная наработка оружейного плутония.

Исследовательские ядерные реакторы

Под исследовательским реактором подразумевается ядерный реактор, предназначенный для получения и использования нейтронов и ионизирующего излучения в исследовательских и других целях, для чего на нем могут применяться экспериментальные устройства.

Исследовательские и испытательные реакторы всегда являлись важным элементом советской ядерной программы. Ранние типы этих реакторов (графитовый реактор Ф-1 в Курчатовском институте и тягеловодный реактор ТВР в Институте теоретической и экспериментальной физики в Москве) служили прототипами первых советских реакторов для получения плутония и трития. Они были также важным средством для накопления такой ядерной информации, как данные о сечениях, данные о нейтронных спектрах, параметры реакторов, свойства перспективных реакторных материалов. Советские ученые энергично преследовали цель создания мощных исследовательских реакторов, способных на прямое тестирование топливных элементов и других реакторных материалов для использования их в новых реакторных системах, включая генераторы для производства энергии и силовые установки для морских судов и космических кораблей.



**Исследовательский
ядерный реактор**

Однако стало очевидным, что ученые нуждаются в простых системах, спроектированных специально для проведения основных физических экспериментов.

Корпусный реактор, который использует легкую воду в качестве замедлителя, отражатель, охладитель и верхний защитный экран, стал системой, которой было отдано предпочтение. В таких реакторах активная зона с топливом размещена в нижней части бассейна (обычно это алюминиевый бак) под слоем воды глубиной в несколько метров.

Охлаждающая вода проходит через корпус реактора, чтобы удалить тепло. Реакторы осна-

щены нейтронно-лучевыми трубками, которые достигают активной зоны, а также специальными каналами и контурами для облучения.

Первый реактор такого типа ВВР-2 был построен в Курчатовском институте в 1952–1953 годах. Он производил 300 киловатт энергии и был полезен для общих исследований в области физики нейтронов и исследований различных материалов и конфигураций защитных экранов.

На основе опыта, достигнутого с помощью реактора ВВР-2, советские ученые разработали и построили реактор ВВР-С мощностью 2 мегаватта, который был впоследствии соору-

жен в научно-исследовательских центрах в Советском Союзе и в нескольких государствах Восточной Европы. Реактор был предназначен для широкого диапазона работ в области ядерной физики, радиохимии и биологии. Он служил также для мелкомасштабного производства изотопов. Мощность некоторых реакторов ВВР-С была позднее увеличена путем перевода их на топливо с более высоким уровнем обогащения ураном. Другие типы ВВР-реакторов более высокой мощности были спроектированы в конце 50-х годов и начале 60-х годов XX века. Реактор ВВР-М мощностью 10 мегаватт предназначался для производства изотопов высокой активности, проведения экспериментов в области физики нейтронов и исследований процессов облучения материалов. Реакторы ВВР-М были построены в Санкт-Петербурге (1959) и Киеве (1960). Реактор ВВР-Т мощностью 10–20 мегаватт (Алматы и в др.) был спроектирован для исследований в радиационной химии и в других областях. Реактор типа ИРТ, впервые построенный в 1957 году, — другое основное направление создания исследовательских реакторов в Советском Союзе. Первоначально реакторы типа ИРТ были спроектированы на уровень мощности 1 мегаватт, затем их

модифицировали, повысив мощность до 2–5 мегаватт и более. ИРТ-реакторы очень просты по конструкции, имеют низкую стоимость и ими легко управлять. Благодаря этим качествам они стали широко использоваться для общих исследований на реакторах и для обучения персонала.

Критический стенд — это сборка ядерного реактора, геометрические и физические свойства которой позволяют осуществлять управляемую цепную реакцию деления ядер в заданных условиях. Критическая сборка отличается незначительной мощностью (обычно максимум несколько киловатт), не требующей специально организованного теплоотвода. Критсборка не должна содержать продуктов деления в количествах, опасных для персонала и населения.

Подкритический стенд — это устройство для проведения экспериментальных исследований, содержащее размножающую нейтроны среду, состав и геометрия которой обеспечивают затухание цепной реакции в отсутствии посторонних источников нейтронов. В подкритической сборке не должна осуществляться самоподдерживающаяся цепная реакция деления.

An aerial photograph of a nuclear power plant. Two large, white, conical cooling towers are the central focus, each emitting a thick plume of white steam that rises into the air. The plant itself is a complex of various structures, including buildings, pipes, and a tall chimney stack, situated in an open area. The background shows a landscape with some vegetation and a body of water in the distance.

Глава 4.
АТОМНЫЕ
ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ



Малые АЭС

.....

Подземные АЭС

.....

Плавучие АЭС

.....

**Блочно-
транспортабельные АЭС**

.....

Проект белорусской АЭС



Для практического использования энергии, освобождающейся при осуществлении цепной ядерной реакции деления, необходимо преобразование кинетической энергии осколков ядер урана в другие виды энергии. Наиболее удобной для осуществления дальнейших преобразований является электрическая энергия. Для ее получения с помощью реактора служат атомные электростанции (АЭС).

Атомная станция (АС) – ядерный реактор (реакторы) с комплексом систем, устройств, оборудования, сооружений и персоналом, необходимых для производства энергии в заданных режимах и условиях применения, располагающиеся в пределах конкретной территории. Обычно под термином *атомная станция (АС)* понимается любой из объектов, т.е. АЭС, АСТ, АЭТС, АТЭЦ.

Атомная электрическая станция (АЭС) – электростанция, на которой ядерная энергия преобразуется в электрическую. На АЭС тепло, выделяющееся в ядерном реакторе, используется для получения водяного пара, вращающего турбогенератор.

Атомная станция теплоснабжения (АСТ) – атомная станция, предназначенная для производства тепловой энергии для целей отопления и горячего водоснабжения.

Атомная энерготехнологическая станция (АЭТС) – атомная станция, предназначенная для производства электроэнергии и энергии для технологических целей.

АТЭЦ – атомная теплоэлектроцентраль.

Перспективы АЭС связаны с тем, что себестоимость электроэнергии, вырабатываемой на крупных атомных электростанциях, ниже себестоимости электроэнергии, вырабатываемой на тепловых электростанциях (хотя и выше, чем на гидроэлектростанциях).

Масштабы строительства, прогнозы развития атомных электростанций (АЭС), теплоэлектроцентралей (АТЭЦ) и станций тепло-

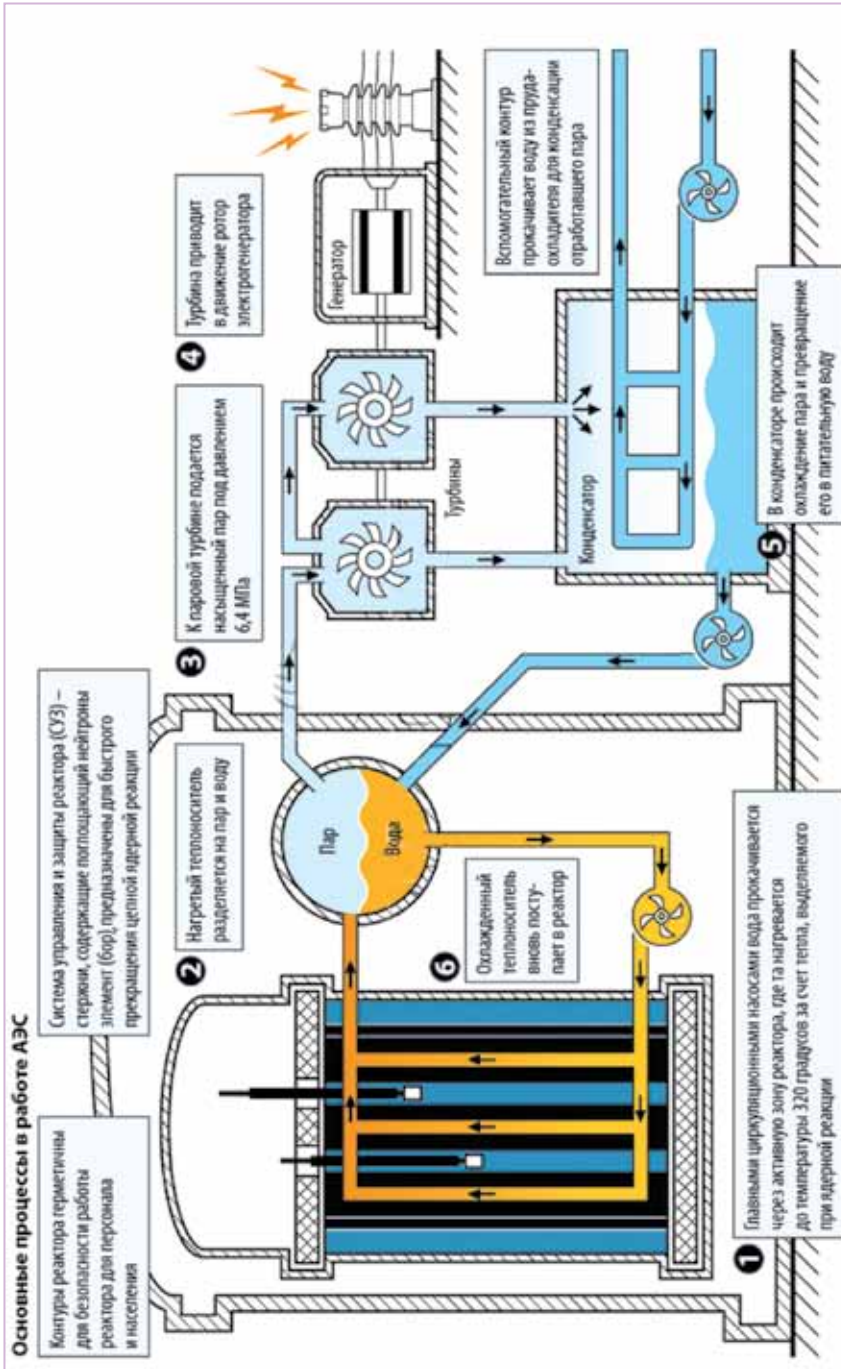
снабжения (АСТ) во многих странах свидетельствуют о возрастающей, а для некоторых стран решающей роли ядерной энергетики в электроснабжении и выработке тепла среднего и низкого потенциала для промышленного и коммунально-бытового теплоснабжения, а также опреснения морской воды.

Малые АЭС

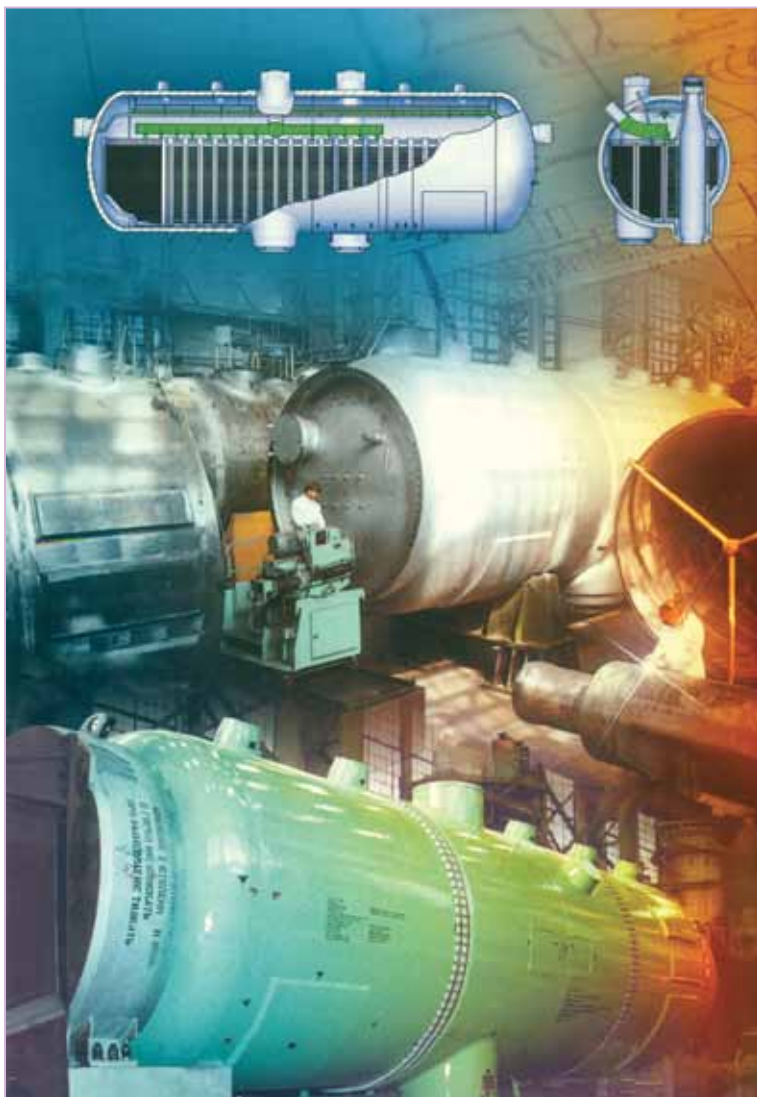
В последнее время значительное внимание уделяется анализу перспектив развития сети малых АЭС, базирующейся на модульных ядерных реакторах сравнительно небольшой мощности. Как указывал еще в 1970 году футуролог Элвин Тоффлер в книге «Третья волна», энергетическая база третьей волны экономического развития будет зависеть не от концентрированных в нескольких местах источников энергии, а представлять собой спектр разбросанных во многих местах источников, то есть будет сочетаться как централизованное, так и децентрализованное производство энергии.

Применение атомных реакторов малой мощности (100–180 МВт тепловых), более 30 лет используемых в судовых и корабельных атомных энергетических установках, для энергообеспечения труднодоступных отдаленных районов России долгое время оставалось вне поля зрения специалистов и широкой общественности. Приоритеты в области энергетики в прошлом принадлежали развитию Единой Энергосистемы СССР на основе создания крупных генерирующих мощностей (до 1500 МВт тепловых в блоке) и строительства гигантских энергокомплексов.

Малая атомная энергетика может и должна стать основой создания децентрализованных систем энергообеспечения. Особенно это касается всех малоосвоенных районов России и мира – Крайнего Севера, Дальнего Востока, пустынь, океанических островов, а



Устройство атомной электростанции



Парогенератор

также, как это ни парадоксально, сверхзаселенных мегаполисов. Так, японские лидеры в разработке миниатюрных ядерных реакторов утверждают, что каждое их устройство достаточно для теплового и электрического снабжения жилых домов или офисных небоскребов в мегаполисах. Миниатюрные реак-

торы, благодаря возможностям локального размещения (в подвалах зданий или под землей на глубине от нескольких до сотни метров), получают широкое распространение как раз потому, что не требуют больших дорогостоящих площадей для их размещения в мегаполисах.

Для массового индустриального строительства миниэнергетических атомных систем, в том числе в малых поселениях, а также микрорайонах и даже отдельных зданиях больших городов, необходимо создание принципиально новой индустрии мирового уровня — модульной ядерной энергетики. Речь идет о строительстве модульных ядерных мини-АЭС из функциональных унифицированных модульных блоков.

Реализация проектов малой энергетики в удаленных и северных регионах может существенным образом повлиять на оздоровление социально-экономической ситуации в них. Так, стоимость тепловой энергии от АТЭС ММ в два раза ниже, чем от ТЭС, работающей на привозном органическом топливе. Строительство малых атомных станций в регионах, где нет связи с «Большой землей» и «большой энергетикой», — это высвобождение больших бюджетных средств, повышение надежности энергосистемы, снижение расходов на коммунальные услуги, повышение технологического уровня местной промышленности, создание для нее благоприятных экономических условий, снижение техногенной нагрузки на природу.

К малой атомной энергетике относятся АЭС электрической мощностью от 200 кВт до 50 МВт. Уже имеются многочисленные проекты подобных установок. В России это «Елена» — электрическая мощность 100 кВт; АРБУС — мощность 750 кВт; «Рута» — мощность реактора 55–70 МВт; Саха-92, КЛТ-40С (ледокольный реактор, на его основе в Северодвинске начато строительство плавучей АЭС мощностью 30–40 МВт), АБВ-6, «Ангстрем» и АТЭЦ-80. В Китае — НТН-10 (High Temperature Gas-cooled Reactor) мощностью 10 МВт, произведен на основе проекта немецких ученых. В Японии — 4S и Rapid-L электрической мощностью 5 МВт и тепловой 200 кВт. В США — PBMR и HTGR мощностью 110 МВт.



Загрузка ТВС в реакторы

Подземные АЭС

Подземные АЭС на базе судовых реакторов перспективны для обеспечения электроэнергией и теплом средних и больших городов. Они могут быть оборудованы надежными в эксплуатации и безопасными корабельными реакторами. Их преимущества:

- максимальная заводская готовность всех блоков АЭС и минимальный срок строительно-монтажных работ на месте размещения;
- транспортабельность блоков для труднодоступных регионов и при их удалении после окончания эксплуатации станции;
- высокая компактность (малогабаритность) станции: для размещения АЭС с двумя блоками КЛТ-40 (тепловая мощность одного блока 300 МВт, электрическая мощность 100 МВт) необходима подземная выработка 25×30×100 м;
- возможность проведения под землей всех технологических операций, включая переработку радиоактивных отходов;



- высокие маневренные характеристики ЯЭУ и полная автоматизация процесса работы при минимуме квалифицированного обслуживающего персонала;

- возможность эксплуатации АЭС в маловодных (или безводных) регионах, в том числе при больших сезонных перепадах температуры окружающего воздуха;

- длительная работа станции без замены ядерного горючего;

- экономическая выгода использования ядерного горючего по сравнению с традиционным;

- использование плутония позволяет резко сократить запасы оружейного плутония, т. е. с выгодой решить одну из острых проблем коллективной безопасности.

Достоинства подземного расположения ядерных реакторов очевидны – это недоступность для терроризма, невозможность поражения их с воздуха (ядерная война неядерными средствами), исключение максимальной гипотетической аварии с катастрофическими последствиями (типа чернобыльской), освобождение поверхности земли и ее незагрязнение.

Однако простое, механическое перенесение существующих АЭС под землю не даст большого эффекта. Во-первых, очень дорого, а во-вторых, при аварии загрязнение подземного пространства может оказаться еще опаснее. Поэтому вопрос стоит не просто о перенесении АЭС под землю, а о полном изменении самой схемы и конструкции ядерно-энергетических устройств, изменении самой инженерной идеологии ядерной энергетики.

И такое изменение можно осуществить, отказавшись от одного из инженерных фетишей в энергетике – конструирования максимально компактных устройств и систем. И революционным шагом в этом направлении должно стать разделение АЭС по вертикали. Реакторы – под землей. Турбоэлектрическое хозяйство – на поверхности.

Размещение АЭС под землей технически осуществимо, о чем свидетельствует строительство и эксплуатация нескольких подземных АЭС за рубежом. В России интерес к этим техническим решениям подтвержден разработкой 25 проектов. Горный институт Кольского филиала РАН рассмотрел возможность сооружения подземной АЭС с реактором ВВЭР-1000 в скальных массивах в выработке диаметром 59 м и высотой 90 м (машинный зал находится на поверхности). Были проанализированы устойчивость скальных пород к возникновению различных аварийных ситуаций, порядок организации строительства, условия вывода из эксплуатации и технико-экономические показатели. С учетом стоимости вывода из эксплуатации после выработки установленного ресурса оказалось, что подземная АЭС на 2–5% дешевле наземной АЭС аналогичной мощности.

Плавучие АЭС

Наплавная АЭС позволяет резко снизить затраты на транспортно-строительные операции при возведении АЭС в регионах, примыкающих к морским побережьям или к судоходным рекам.

Маломощные (порядка 60–80 МВт), но зато мобильные и сравнительно недорогие плавучие станции способны снабжать отдаленные населенные пункты не только электроэнергией, но и теплом. Подводные АЭС на корабельных атомных реакторах могут обеспечить энергией геологические работы по разведке и добыче природного газа и нефти на шельфе полиарных морей.

К числу достоинств плавучих АЭС с реакторами КЛТ-40 или АБВ относятся:

- возможность быстрой организации строительства на специальных судостроительных заводах, производственные мощ-



а



б

в



Проекты
плавучей АЭС (а, б, в)



ности которых высвобождены в результате конверсии;

- доставка станций к месту эксплуатации в готовом виде с проведением комплекса испытаний на заводах-изготовителях;
- минимальные сроки и объемы работ по возведению береговых сооружений, обеспечивающих эксплуатацию станции;
- возможность задействования при эксплуатации ПАЭС существующей инфраструктуры атомного флота;
- упрощение защиты от сейсмических воздействий;
- более простая по сравнению со стационарными АЭС процедура снятия с эксплуатации.

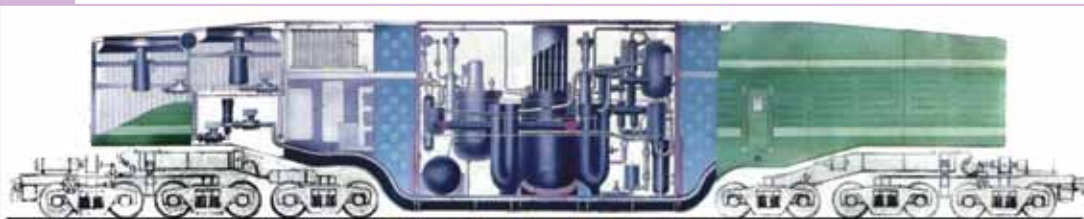
Строительство первой в мире плавучей атомной теплоэлектростанции (ПАТЭС) начато на «Севмашпредприятии» в Северодвинске (Россия) в 2002 году. Сооружение состоит из плавучего энергоблока (ПЭБ), гидротехнических сооружений и береговой инфраструктуры. ПЭБ включает два реакторных блока – носовой и кормовой. ПАТЭС – несамоходная гладкопалубная баржа с многоярусной надстройкой водоизмещением 20 000 т (длина – 140 м, ширина – 30 метров, высота борта – 10 м, осадка – 5 м), на которой установлены два турбогенератора и две автономные реакторные установки КЛТ-40С. Срок строительства – 5 лет. Реактор КЛТ-40С способен работать без перегрузки топлива 4 года,

топливо – высокообогащенный уран (36% и 47% по ^{235}U), энергетическая мощность – 77 МВт, мощность теплофикации – 84 Гкал/ч. Расчетный срок службы основного оборудования – 40 лет. На барже предусмотрены хранилище для отработанного ядерного топлива и комплекс средств, обеспечивающих выполнение перезарядки реакторов без привлечения плавучей технической базы в течение межремонтного периода (т.е. 10–12 лет). Она будет оборудована системами, обеспечивающими ее безопасность, живучесть и непотопляемость. Стоимость сооружения ПАТЭС – 150 млн долларов.

Установка плавучей теплоэлектростанции означает решение проблемы энергоснабжения для крупных населенных пунктов. Срок окупаемости – 13 лет. С учетом экономии средств на закупку и доставку органического топлива, которое будет замещено АТЭС ММ, экономический эффект от внедрения этих установок увеличивается в несколько раз.

Блочнотранспортабельные АЭС

Примером блочно-транспортабельной атомной теплоэлектростанции является АТЭЦ «Ангстрем» с двухконтурной реакторной установкой на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем свинец – висмут. Станция является экологически чистым ядер-



Передвижная реакторная установка «Ангстрем»

ным энергоисточником гарантированной безопасности, предназначенным для комбинированного энергоснабжения промышленных и коммунально-бытовых потребителей электроэнергией и теплом в удаленных и труднодоступных районах, включая территории с экстремальными климатологическими, гидрогеологическими и сейсмическими условиями.

Электрическая мощность — 6 МВт, мощность теплоснабжения — 14 МВт, степень заводской готовности — 100%, кампания 6 лет.

В основу проекта положен принцип формирования АТЭЦ из функционально законченных транспортно-технологических блоков полной заводской готовности, доставляемых к месту эксплуатации любым видом транспорта, включая воздушный, размещаемых на ограниченной площадке, подготовленной в инженерном отношении с минимумом капитальных сооружений.

Проект белорусской атомной электростанции — АЭС-2006

Проект основан на опыте, полученном во время эксплуатации АЭС с РУ ВВЭР в течение нескольких тысяч реакторо/лет. Объединяет самые новые технологии ВВЭР-1000, примененные для энергоблоков № 3 Калининской АЭС, № 2 Балаковской АЭС, № 1 Волгодонской АЭС в России, АЭС «Тяньвань» в Китае, АЭС «Куданкулам» в Индии.

Высокое качество технических решений и проектно-конструкторской документации основано на применении отечественных норм, правил и стандартов в области использования атомной энергии, рекомендаций МАГАТЭ, EUR, INSAG, МКРЗ, ЛЛЭК и других международных рекомендаций, отечественных норм в области обеспечения качества, международных стандартов ISO 9001-2000 в объеме, обеспечивающем конкурентоспособность на внешнем рынке.

Конкурентоспособность достигается за счет следующего:

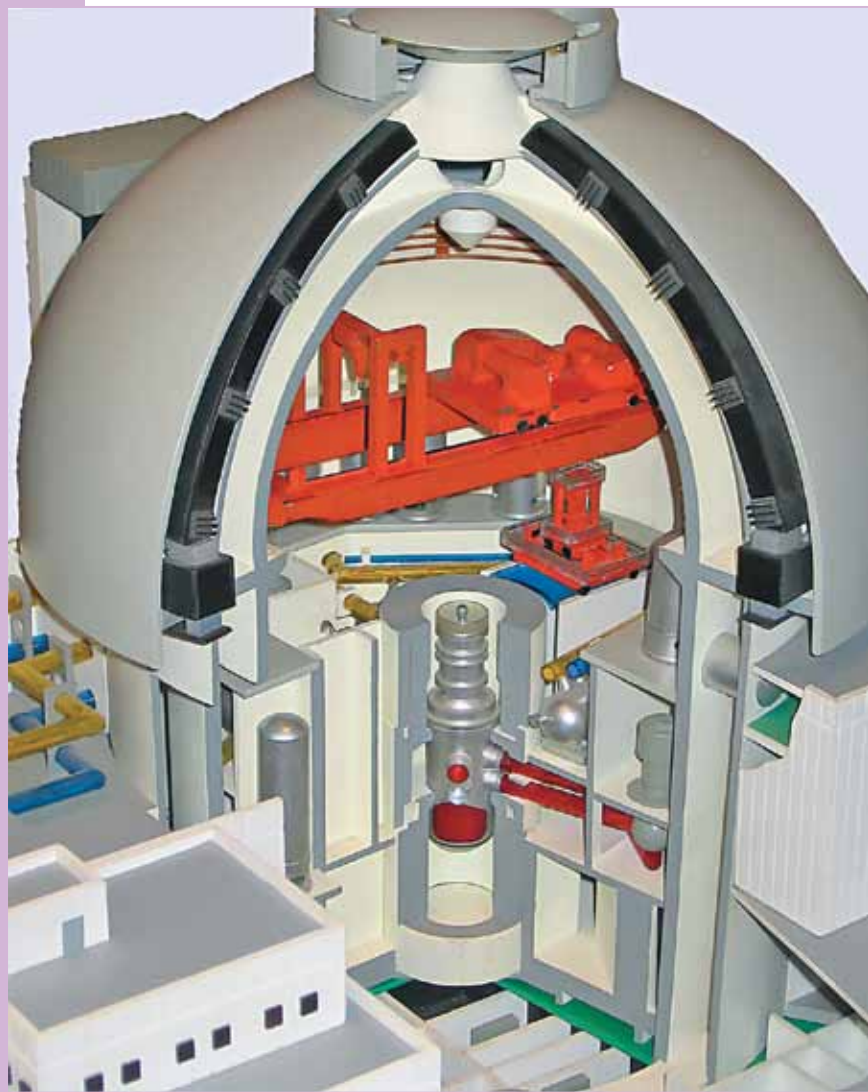
- электрическая мощность блока — 1200 МВт;
- эффективность (кпд, брутто) — 35,9%;
- срок службы незаменяемого оборудования — не менее 60 лет;
- повышенная эффективность использования топлива;
- коэффициент технического использования, усредненный за весь срок службы АЭС, — 92%;
- коэффициент использования установленной мощности, усредненный за весь срок службы АЭС, — 90%;
- использование современных топливных циклов;
- длительность межперегрузочного периода — 24 месяца;
- удельные капитальные вложения в промышленное строительство АЭС с РУ АЭС-2006 (с ВВЭР-1200) — не более 35 500 руб/кВт (в ценах 2006 года). Эта величина ниже на 20% по сравнению с АЭС с ВВЭР-1000;
- себестоимость отпускаемой электроэнергии (без учета налоговых отчислений) не более 0,45 руб/кВт·ч (в ценах 2006 года).

Основные технические характеристики и параметры энергоблока

Энергоблок АЭС-2006 с РУ В-491 мощностью не менее 1170 МВт(э) предназначен для выработки электроэнергии в базовом и маневренном режимах. Предусматривается эксплуатационный диапазон изменения мощности РУ в 50—100%.

Эффективное число использования при работе реактора на номинальной мощности составляет 8400 эфф. ч/год.

Расчетный срок службы основного оборудования АЭС — 60 лет. Перегрузка топлива



Макет АЭС-2006

производится 1 раз в год. В нормальном году эксплуатации средняя продолжительность остановки на перегрузку составляет 16 суток.

Энергоблок состоит из реакторной установки с водоводяным энергетическим реактором с водой под давлением и турбоустановки. Тепловая схема — двухконтурная.

Первый контур — радиоактивный — состоит из гетерогенного реактора на тепловых нейтронах, четырех главных циркуляционных петель, парового компенсатора давления, вспомогательного оборудования. В состав каждой циркуляционной петли входят парогенератор, главный циркуляци-



Реактор

онный насос, главный циркуляционный трубопровод.

Топливом является слабообогатщенная двуокись урана. Нагреваемый при прохождении через активную зону реактора теплоноситель первого контура поступает в парогенераторы, где отдает свое тепло через стенки трубной системы воде второго контура.

Второй контур — не радиоактивный, состоит из паропроизводительной части парогенераторов, главных паропроводов, одного турбоагрегата, их вспомогательного оборудования и обслуживающих систем, оборудования деаэрации, подогрева и подачи питательной воды в парогенераторы.

Турбоустановка включает в себя паровую турбину и генератор, монтируемые на общем фундаменте. Турбина снабжена конденсационным устройством, регенеративной установкой для подогрева питательной воды, сепараторами пароперегревателями, имеет нерегулируемые отборы пара на подогреватели системы регенерации и на собственные нужды станции.

Экономическая выгода

Строительство собственной атомной электростанции позволит снизить зависимость от импорта энергоресурсов и обеспечить Беларусь относительно дешевой электроэнергией. По расчетам Национальной академии наук, введение в энергобаланс АЭС суммарной электрической мощностью 2 тыс. МВт позволит удовлетворить около 25% потребности страны в электроэнергии и приведет к снижению ее себестоимости на 13% за счет сокращения затрат на топливо.

Напомним, что в стране доля импортируемых энергоресурсов составляет около 85%. Практически весь потребляемый газ, а также большая часть нефти завозятся из одного государства — России. При отказе от развития



атомной энергетики основной упор в удовлетворении растущих потребностей реального сектора экономики страны в энергии придется делать на наращивании строительства ТЭЦ и ГЭС. А это неизбежно приведет к большому загрязнению атмосферы вредными веществами, накоплению в ней избыточного количества углекислого газа, значительному росту финансовых затрат. На первой стадии возведения АЭС строятся железнодорожная ветка и автомобильные подъездные пути, сооружения строительного комплекса, в том числе бетонный завод, будет вестись установка подъемных механизмов, а также возводиться жилье для строителей. Первый блок белорусской АЭС планируется ввести в 2018 году, второй – в 2020 году.

По мнению специалистов Минэнерго Беларуси, собственная АЭС позволит решить ряд стратегически важных задач – в частности, снизить потребность государства в импортных энергоносителях почти на треть. Кроме этого, атомная электростанция снизит уровень использования природного газа в качестве энергоресурса. Его доля в топливно-энергетическом балансе страны составляет сейчас более 60%. Природный газ является основным видом топлива для производства электроэнергии и тепла: его удельный вес в электроэнергетической отрасли достигает 95–96%. При этом есть сложности с созданием достаточно больших запасов газа. Имеющиеся подземные газовые хранилища не соответствуют требованиям порогового резервирования данного вида топлива (25% готового объема потребления). Эксплуатация белорусской АЭС позволит уйти от односторонней внешней зависимости и приведет к экономии порядка 4,5 млн кубометров газа в год. При этом, как отмечают эксперты, включение в топливно-энергетический баланс страны ядерного топлива даст возможность

создать гарантированный запас топлива для энергогенерирующей установки на длительное время. В свою очередь, энергетики рассматривают строительство АЭС как вариант диверсификации поставщиков и видов топлива в топливно-энергетическом балансе страны. Основным сырьем для производства топлива в ядерной энергетике является урановая руда. Общий объем разведанных запасов урана в мире весьма значителен – он обеспечивает перспективные потребности атомной энергетики как минимум на 85 лет вперед. Добычей урана занимаются Канада, ЮАР, США, Намибия, Австралия, Франция, Габон, Россия и Казахстан. К числу крупнейших производителей урана относятся также Аргентина, Бразилия, Бельгия, Индия и Португалия. Таким образом, имеется потенциальная возможность закупки урана в разных государствах и диверсификации поставщиков ядерного топлива.

К тому же, атомная энергетика открывает новые возможности для развития экономики Беларуси. Строительство АЭС способствует развитию современных наукоемких ядерных и сопутствующих неядерных технологий. А выполнение заказов для атомной станции позволит поднять технический, технологический уровень промышленных предприятий и повысить квалификацию кадров. При этом введение в энергобаланс АЭС снизит выбросы парниковых газов в атмосферу. Уменьшение использования органического топлива (прежде всего – природного газа) приведет к сокращению выбросов парниковых газов в атмосферу на 7–10 млн т в год, что позволит стране получить экономические выгоды (Беларусь подписала Киотский протокол к рамочной конвенции ООН об изменении климата). Отметим, что, согласно программе Минэнерго Беларуси, к 2020 году доля природного газа в энерго-

балансе страны должна составить порядка 50%. По энергоемкости ВВП Беларусь должна выйти на показатели промышленно развитых стран — Канады, Кореи (энергоемкость ВВП составляет около 0,20 тыс. т у.т. на \$1000). В нашей стране этот показатель вдвое выше. Специалисты Минэнерго также просчитали варианты потребления топливно-энергетических ресурсов (ТЭР) Беларуси до 2020 года, в том числе с использованием атомной энергии. Согласно расчетам, в 2020 году потребление ТЭР возрастет до 40 млн тонн условного топлива. В перспективе с использованием энергии от собственной АЭС потребление природного газа может снизиться до 38,7%, а нефтепродуктов — с 27,7% до 24,7%. Остальные позиции — уголь, местные виды топлива, импорт электроэнергии — останутся неизменными и составят 2,75%, 19,8% и 2,75% соответственно. В 2005 году потребление топливно-энергетических ресурсов достигло 34,9 млн т у.т. В структуре потребления ТЭР 59,9% занимает природный газ, 21,7% — нефтепродукты и сырье, 0,7% — уголь, 15% — местные виды топлива, 5,7% — импорт электроэнергии.

Хранение радиоактивных отходов и отработанного ядерного топлива

В проекте любой электростанции, в том числе и белорусской, предусмотрен специальный цех для переработки ядерных отходов. В течение определенного периода времени они будут находиться на станции. Имеется в виду не топливо, а отходы от текущей эксплуатации. При их заполнении их перевезут в специальных контейнерах.

В Беларуси он имеется, поскольку у нас и в других отраслях есть радиоактивные отходы, например в той же медицине.

Что касается отработанного топлива, то будет использоваться специальная технология, по которой оно изымается, определенное время хранится в бассейнах выдержки, охлаждается. Потом хранится в специальных транспортно-упаковочных контейнерах. На АЭС предусмотрены соответствующие помещения для хранения отработанного топлива. Российская сторона при обращении Беларуси может забирать отработанное топливо на переработку.

Глава 5.
ДРУГИЕ СФЕРЫ
ИСПОЛЬЗОВАНИЯ
АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ





**Ядерные взрывы
в мирных целях**

.....

**Использование атомной
энергии в космосе**

.....

**Ядерные технологии
в медицине**

.....

**Ядерные технологии
в агропромышленном
комплексе**

.....

**Ядерные технологии
в промышленности**

.....

Научные исследования



Понятие «атомный» в первую очередь ассоциируется с работой атомных электростанций или с ядерным оружием. Наряду с этим ядерные и радиационные технологии применяются во всех областях науки и техники и зачастую играют в них очень важную роль.

В СССР уже в 1945 году на государственном уровне рассматривались вопросы применения атомной энергии в мирных целях. Так, 26 октября 1945 года Технический совет ПГУ обсуждал предложения академика П.Л. Капицы «О применении внутриатомной энергии в мирных целях».

Несмотря на то, что международная политическая обстановка 1945–1950 годов требовала быстрее создания советского ядерного оружия и ликвидации монополии США в этой области, советские ученые и инженеры уже тогда работали над проектами

использования атомной энергии в мирных целях.

Началом мирного использования ядерной энергии принято считать 26 июля 1954 года, когда в г. Обнинск под Москвой заработала первая в мире атомная электростанция (АЭС). Мощность ее была 5 МВт(эл). Пуск первой АЭС породил надежды на экологически чистую энергетику с практически неограниченными ресурсными возможностями. Это событие наглядно продемонстрировало, что атомную энергию можно превратить, по словам академика И. В. Курчатова, «в мощный источник энергии, несущий благосостояние и радость всем людям на земле».

Направления исследований по использованию атомной энергии в мирных целях после 1945 года постоянно расширялись. Инициатором и руководителем этих работ был



Атомный ледокол

президент Академии наук СССР С.И. Вавилов. Особое место в использовании атомной энергии в мирных целях занимала проблема создания энергетических реакторов. В 1947 году в печати появились сообщения о начале работ по созданию атомной электростанции в США, и это обстоятельство подтолкнуло развитие аналогичных работ в России.

Развитие промышленной базы по получению плутония давало возможность попутного получения значительного количества радиоактивных изотопов. Первое применение изотопов в России в народном хозяйстве относится к 1948 году. Радиоактивный кобальт стал применяться для просвечивания сварных швов трубопроводов. Широкое использование изотопов в промышленных масштабах началось с 1950 года.

Первая идея создания локомотивов с приводом от атомного реактора для железных дорог также принадлежит американцам и датируется 1946 годом. В 1947 году были высказаны идеи о применении ядерных реакторов на самолетах, подводных лодках, авианосцах.

Использование судовых ядерных двигателей на атомных подводных лодках придает им автономию, т. е. возможность в течение долгого времени не пополнять запасы топлива. Реактор не требует кислорода, и это позволяет подводным лодкам при необходимости оставаться под водой многие месяцы. Можно сказать, что настоящими подводными лодками являются атомные, остальные — «ныряющие».

В России был создан настоящий атомный ледокольный флот, эффективность которого оказалась на высоте.

За рубежом были построены три атомных транспортных корабля: американский «Саванна», немецкий «Отто Ган» и японский «Мутсу». Однако практического применения они не получили.

Ядерные взрывы в мирных целях

Промышленное, управляемое использование могучих сил, высвобождающихся при ядерных взрывах, играет важную роль в осуществлении планов глубокого преобразования природы.

Чтобы проложить железнодорожное полотно или автомобильную дорогу в скалистой местности, требуются тысячи взрывов, сотни тысяч рабочих часов и целый арсенал современных землеройных машин и методов. Атомная энергия здесь применяется лишь в преобразованной в электрический ток форме. Но для прокладки трассы через горный массив, сооружения гаваней и каналов нужны ядерные взрывы.

Количество энергии, выделяющейся при ядерном взрыве, зависит от величины заряда, которая выражается так называемым тротиловым эквивалентом. Этот эквивалент позволяет сравнить энергию ядерного взрыва с энергией взрыва определенного количества тротила (он же тол, тринитротолуол, или ТНТ).

Ядерное взрывчатое вещество эффективнее самых сильных химических веществ на несколько порядков. Так, 25 кт ядерного заряда (тротиловый эквивалент 25 000 т) можно поместить в цилиндре диаметром меньше 1 м, впрочем, даже 1 Мт ядерного заряда займет немногим больше места, тогда как для 25 000 т тротила потребовался бы цилиндрический резервуар диаметром 30 м.

Ядерные взрывчатые вещества относительно дешевы. Согласно отчету Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ), 10 кт ядерного взрывчатого вещества стоят 350 тыс. долларов, а 2 Мт — 600 тыс. долларов. Эквивалентные количества тротила стоили бы соответственно 4 млн и 800 млн долларов.



Стремление использовать ядерные взрывы в мирных целях зародилось еще во время первого атомного взрыва в Аламогордо, укрепилось при взрывах на атолле Бикини и нашло подчеркнутое выражение после первого ядерного взрыва в СССР. Еще в 1949 году советский представитель в ООН заявил: «Мы хотим использовать атомную энергию для реализации великих планов мирного строительства, чтобы перемещать горы, менять течение рек, орошать пустыни, чтобы создать условия для жизни даже там, где редко ступала нога человека». В Советском Союзе тщательно изучали перспективы использования ядерных взрывов как средства воздействия на природу и преобразования ее.

Образование огромных подземных емкостей для хранения воды, нефти, природного газа и т. п. — еще одна область, где можно эффективно применять ядерные взрывы. В Советском Союзе при помощи ядерного заряда 15 кт создана полость объемом 50 000 м³ на глубине 1140 м; в нее закачивают газовый конденсат, добытый из близлежащего крупного месторождения. В среднем хранение газов в подземных емкостях, образованных ядерными взрывами, обходится в восемь раз дешевле, чем сооружение и содержание наземных газохранилищ.

Посредством ядерных взрывов были перекрыты две аварийные газовые скважины в Узбекистане. Ядерные взрывы применялись в СССР и для интенсификации добычи нефти (по уровню добычи и степени извлечения). В одном нефтеносном пласте был произведен взрыв на глубине 1212 м, а в другом, на расстоянии 1200 м от первого, — на глубине 1208 м. За год эксплуатации дебит семи скважин в радиусе 150–800 м от центра взрыва возрос на 30–60%. Радиоактивность нефти оказалась незначительной, так что нефть можно было использовать уже через несколько дней после взрывов.

Еще одним направлением мирного использования ядерной энергии были ядерные взрывы в народно-хозяйственных целях.

Таким образом, с помощью ядерных взрывов решались такие задачи, как:

- глубинное зондирование с целью разведки полезных ископаемых;
- интенсификация добычи нефти и газа;
- создание подземных резервуаров;
- перемещение грунта;
- гашение газовых фонтанов;
- разрушение монолитности пород и др.

Использование атомной энергии в космосе

В конце 50-х годов XX века на начальном этапе освоения космического пространства почти одновременно в России и в США были начаты работы по созданию ядерных энергетических установок (ЯЭУ) для использования в космических летательных аппаратах. Сначала применялись ядерные установки с термоэлектрическими преобразователями, затем были внедрены установки на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем. Перспективы использования ЯЭУ на космических аппаратах обусловлены их высокой конкурентоспособностью по сравнению с другими бортовыми источниками энергоснабжения в определенном диапазоне электрической мощности для глобальной спутниковой связи, экологического мониторинга, космического производства материалов в условиях невесомости, межорбитальных транспортировок грузов, полетов к кометам и астероидам.

Ядерные технологии в медицине

В мире используется около 160 различных изотопов из 1700, открытых учеными за по-

следние 50 лет. Начало применению радиоактивных и стабильных изотопов в мирных целях было положено в России в 1945 году. Радиоактивные изотопы стали широко применяться для диагностики и лечения ряда заболеваний:

- генетические исследования;
- медицинская визуализация и функциональные обследования;
- радиотерапия (с использованием гамма-лучей, нейтронного потока, тяжелых ионов), кюри-терапия (радиевая терапия);
- локальное облучение;
- стерилизация хирургического инструментария;
- биологически совместимые материалы;
- лечение паразитарных заболеваний.

Количество жизней, спасенных благодаря применению ядерных технологий в медицине, исчисляется сотнями миллионов.

Медицинская визуализация

Диапазон средств и способов медицинской визуализации (формирование изображений) значительно расширился со времени создания первых рентгеновских аппаратов. Сегодня это ультразвуковая эхография (по-

бочный результат исследований в области сонаров), визуализация ядерно-магнитным резонансом, термография и т.п. Прямыми производными ядерных технологий являются, в частности, технологии детектирования и измерения излучений: гамма-денсиметрия и позитронно-электронная томография.

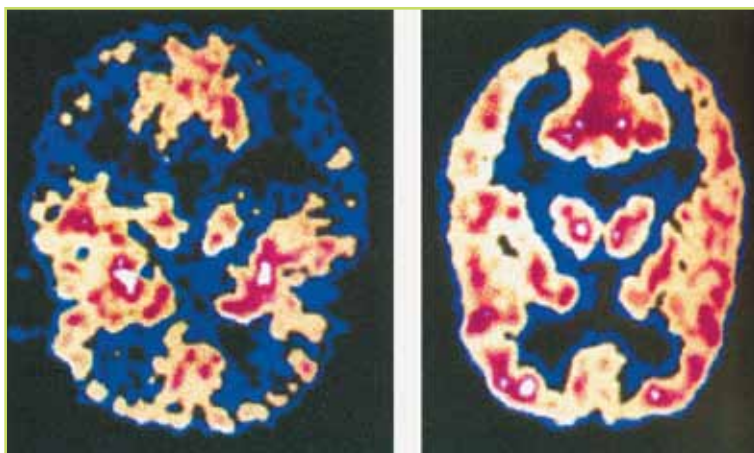
Томография

Годом основания магнитно-резонансной томографии (МРТ) принято считать 1973-й, когда профессор химии Пол Лотербург опубликовал в журнале Nature статью «Создание изображения с помощью индуцированного локального взаимодействия; примеры на основе магнитного резонанса». Позже Питер Мэнсфилд усовершенствовал математические алгоритмы получения изображения.

В СССР способ и устройство для ЯМР-томографии предложил в 1960 году В. А. Иванов.

Некоторое время существовал термин «ЯМР-томография», который был заменен на МРТ в 1986 году в связи с развитием радиофобии у людей после черновобильской аварии. В новом термине исчезло упоминание на «ядерность» происхождения метода, что

Позитронно-электронная томография при диагностике болезни Альцгеймера





Мультипликация, составленная из нескольких сечений головы человека

и позволило ему достаточно безболезненно войти в повседневную медицинскую практику, однако и первоначальное название также имеет хождение.

За изобретение метода МРТ Питер Мэнсфилд и Пол Лотербур получили в 2003 году Нобелевскую премию в области медицины. В создание магнитно-резонансной томографии известный вклад внес также Реймонд Дамдьян, один из первых исследователей принципов МРТ, держатель патента на МРТ и создатель первого коммерческого МРТ-сканера.

Томография позволяет визуализировать с высоким качеством головной мозг, спинной мозг и другие внутренние органы. Современные методики МРТ делают возможным неинвазивно (без вмешательства) исследовать функцию органов – измерять скорость кровотока, тока спинномозговой жидкости, определять уровень диффузии в тканях, видеть активацию коры головного мозга при функционировании органов, за которые отвечает данный участок коры (функциональная МРТ).

Метод ядерного магнитного резонанса позволяет изучать организм человека на ос-

нове насыщенности тканей организма водородом и особенностей их магнитных свойств, связанных с нахождением в окружении разных атомов и молекул. Ядро водорода состоит из одного протона, который имеет магнитный момент и меняет свою пространственную ориентацию в мощном магнитном поле, а также при воздействии дополнительных полей, называемых градиентными, и внешних радиочастотных импульсов, подаваемых на специфической для протона при данном магнитном поле резонансной частоте. На основе параметров протона (спинов) и их векторном направлении, которые могут находиться только в двух противоположных фазах, а также их привязанности к магнитному моменту протона можно установить, в каких именно тканях находится тот или иной атом водорода.

Радиоизотопная диагностика

Становление современной радиоизотопной диагностики обусловлено открытием искусственной радиоактивности (1934), определившим возможности получения радиоактивных препаратов (изотопов или их соединений), которые позволяют при введении их в организм (*in vivo*) или в биологические среды организма (*in vitro*) изучать состояние органов и систем в норме и патологии. Регистрация кинетики (во времени и пространстве) радиоактивных препаратов осуществляется методами радиометрии. Специальная аппаратура дает возможность представить радиодиагностическую информацию в виде цифровых величин, графического изображения и картины пространственного распределения препарата в органах и системах (сцинтиграммы).

В основе методов радиоизотопной диагностики лежат следующие принципы:

- оценка степени разведения радиоактивного препарата в жидких средах организма

(определение объема циркулирующей крови, водного обмена, обмена калия, натрия и др.);

- определение изменения (во времени) уровня радиоактивности в органах и системах организма или очаге поражения (изучение центральной и периферической гемодинамики, гепатография, ренография, радиопневмография, определение внутритиреоидного этапа йодного обмена, изучение динамики относительного уровня фосфорного обмена в очаге поражения и др.);

- визуализация распределения введенного в организм радиоактивного препарата (методы сканирования и гаммасцинтиграфии органов и систем головного мозга, щитовидной железы, легких, печени, почек, костного мозга, костей, лимфатической системы и др.);

- определение выведения радиоактивных препаратов из организма или их перераспределения в его биологических средах (определение желудочно-кишечного кровотечения, белково-связанного йода в крови, всасывания нейтральных жиров и др.);

- взаимодействие *in vitro* меченых соединений с составными частями биологических сред организма (без введения радиоактивных препаратов в организм), в частности взаимодействие по типу «антиген — антитело» (определение тироксинсвязывающей способности сыворотки, концентрации различных гормонов в крови и др.).

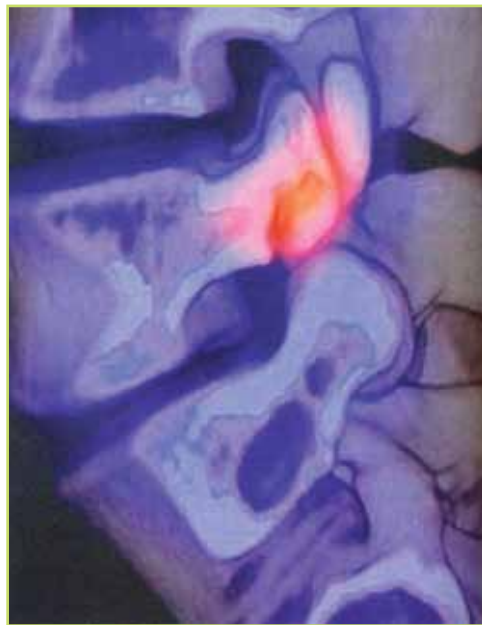
В развитии радиоизотопной диагностики можно выделить 2 этапа.

Первый этап связан с разработкой методик исследования; изысканием радиоактивных препаратов, наиболее адекватно отражающих состояние органов и систем, создающих минимальную лучевую нагрузку на организм обследуемого; изготовлением специальной радиодиагностической аппаратуры (сканеры, гамма-камеры, многоканальные радиометры и др.).

Второй этап характеризуется профилизацией радиоизотопной диагностики соответственно потребностям различных клинических дисциплин — нейрохирургии, онкологии, эндокринологии, кардиологии, нефрологии и др., что привело к созданию лабораторий радиационной диагностики во многих профилированных научно-исследовательских центрах и в лечебно-профилактических учреждениях. Методы радиоизотопной диагностики — часть современного комплексного обследования больных.

Облучение в терапевтических целях

Впервые радиоактивность получила практическое применение именно в медицине. В результате исследований, проведенных супругами Пьером и Марией Кюри, с 1901 года



Рентгеновский снимок опухоли



начали использовать радиевые источники для лечения кожных заболеваний, волчанки и рака кожи.

Уничтожение опухолей при облучении рентгеновскими лучами уступило место гамма-радиотерапии – «кобальтовой пушке». Она позволяет уничтожать злокачественные клетки на большей глубине и с меньшими повреждениями соседних участков тела, особенно при использовании техники «перекрестного огня» – фокусирование в уничтожаемой зоне многочисленных лучей (гамма-скальпель).

Введение в опухоль препарата с изотопом бор-10 (бор испускает альфа-частицы, которые уничтожают близко расположенные клетки).

Ядерные технологии в агропромышленном комплексе

Ионизирующее излучение нашло широкое применение в агропромышленном комплексе. Оно играет жизненно важную роль в ряде областей, таких как создание путем целенаправленных мутаций новых разновидностей растений, управление ирригационными системами, консервирование продуктов питания, уничтожение насекомых и грибов.

Широко используется обработка продуктов питания ионизирующим излучением.

Процесс радиационного воздействия на пищевые продукты заключается в их облучении контролируруемыми дозами ионизирующего излучения:

- для уничтожения патогенных бактерий, паразитов и вредных насекомых;
- для сохранения свежести продуктов благодаря замедлению процессов окисления, зародышеобразования и гниения;

- для снижения потерь сельскохозяйственной продукции при транспортных перевозках.

Иногда эту методику называют холодной пастеризацией.



Ядерные технологии в промышленности

Промышленное использование радиационных технологий столь многообразно, что составить их полный список практически невозможно.

Отметим некоторые способы применения ядерных технологий:

- полимеризация и поликонденсация в производстве пластмасс и эластомеров;
- контроль сварных швов в заводских условиях и «на месте»;
- контроль толщины листовой стали или алюминия;
- контроль массы поступающего материала в технологических процессах с ленточными конвейерами;
- антитеррористическая деятельность (обнаружение взрывчатых веществ);
- контроль уровня заполнения пищевых упаковок;
- промышленная визуализация (формирование изображений) с использованием нейтронного излучения и гамма-излучений;



Радиационная полимеризация

- стратиграфический анализ при поиске нефти и т. д.

Радиационные технологии позволяют разрабатывать многочисленные новые материалы. Например, радиационная полимеризация может заменить нагрев для более быстрой и менее энергозатратной сушки типографских красок.

Кроме того, такую технологию можно использовать для вулканизации каучука без добавления серы, для производства антиаллергенных перчаток из латекса и т. д.

Иновационные материалы: композитная керамика

Технология радиационной поликонденсации положена в основу производства всех термоусаживающихся пластмасс, которые являются ключевыми элементами электронных соединений или используются для упаковки перед транспортировкой деталей любой формы и размера. Эта технология позволяет создавать

композитную керамику и другие иновационные материалы.

Радиационная дефектоскопия

Радиационная дефектоскопия сварных соединений основана на применении ионизирующих излучений.

При прохождении излучения через контролируемый объект его интенсивность уменьшается, т. е. количество энергии, проходящей за единицу времени через единицу площади (Вт/м^2), меняется в зависимости от плотности и толщины материала (см. схему графического контроля). По результатам измерения интенсивности излучения, прошедшего через объект, определяют наличие в нем несплошностей.

Широкое распространение для исследования материала сварных соединений получили рентгеновское и γ -излучение. Большие толщины контролируют тормозным излучением, получаемым на высокоэнергетических установках.

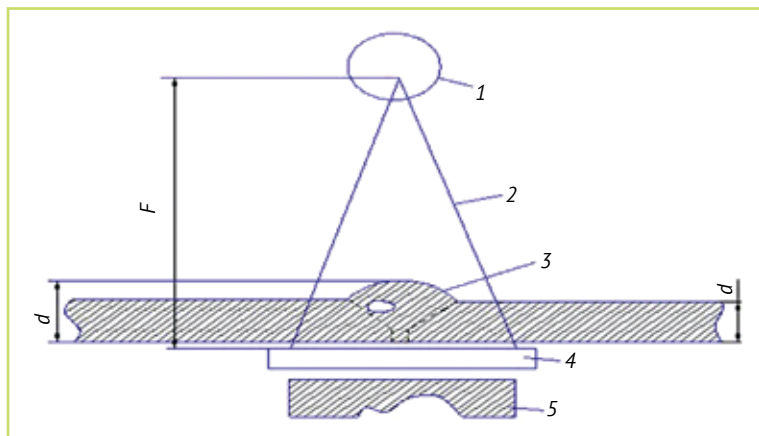


Схема радиографического контроля:

1 – источник излучения;
2 – прямой пучок;
3 – сварной шов; 4 – кассета с детектором и экранами; 5 – эпюра интенсивности излучения за объектом; F – фокусное расстояние; d – толщина основного материала; D – толщина сварного шва

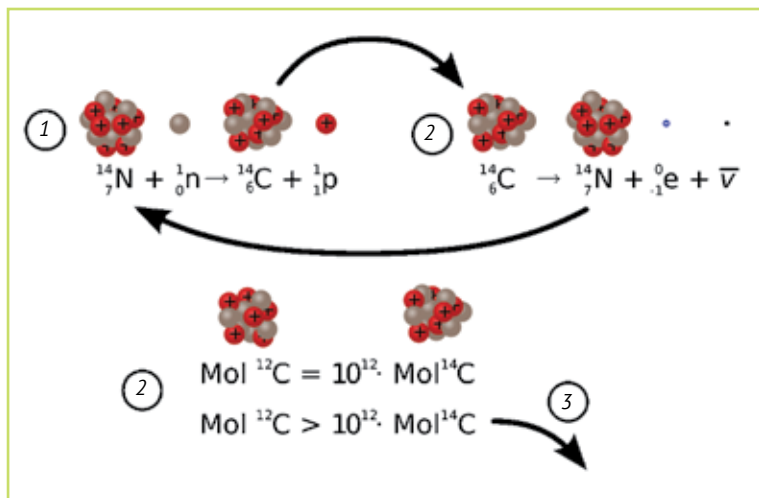
Научные исследования

Радиоуглеродный анализ – физический метод датирования биологических останков, предметов и материалов биологического происхождения путем измерения содержания в материале радиоактивного изотопа ^{14}C по отношению к стабильным изотопам углерода. Предложен Уиллардом Либби в 1946 году (Нобелевская премия по химии, 1960).

Углерод, являющийся одной из основных составляющих биологических организмов,

присутствует в земной атмосфере в виде стабильных изотопов ^{12}C (98,89%) и ^{13}C (1,11%) и радиоактивного ^{14}C , который присутствует в следовых количествах (около 10%). Изотоп ^{14}C постоянно образуется в основном в верхних слоях атмосферы на высоте 12–15 км при столкновении вторичных нейтронов от космических лучей с ядрами атмосферного азота.

В среднем в год в атмосфере Земли образуется около 7,5 кг радиоуглерода при общем



Радиоуглеродный анализ:

1 – образование радиоуглерода ^{14}C ; 2 – распад ^{14}C ; 3 – условие равновесия для живых организмов и неравновесие для умерших организмов, в которых радиоуглерод распадается без пополнения извне

его количестве 75 т. Образование радиоуглерода вследствие естественной радиоактивности на поверхности Земли пренебрежимо мало.

Радиоизотоп углерода ^{14}C подвержен β -распаду с периодом полураспада $T_{1/2} = 5730 \pm 40$ лет.

Соотношение радиоактивного и стабильных изотопов углерода в атмосфере и в биосфере примерно одинаково из-за активного перемешивания атмосферы, поскольку все живые организмы постоянно участвуют в углеродном обмене, получая углерод из окружающей среды, а изотопы, в силу их химической неразличимости, участвуют в биохимических процессах практически одинаковым образом.

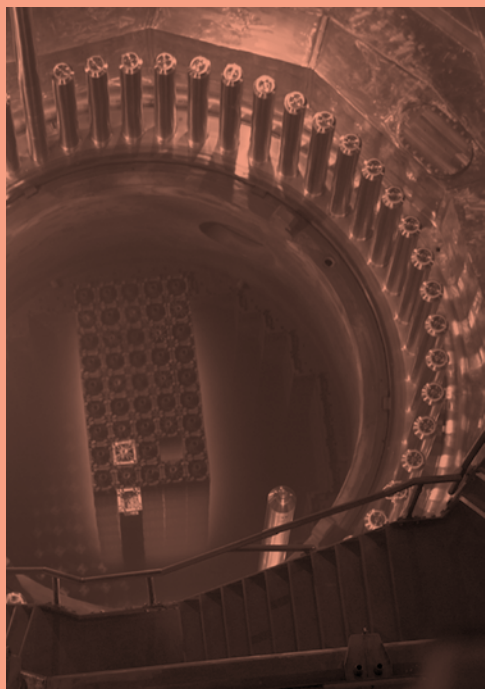
Удельная активность углерода в живых организмах соответствует атмосферному содержанию радиоуглерода и составляет примерно 0,3 распада в секунду на грамм углерода. С гибелью организма углеродный обмен прекращается. После этого стабильные изотопы сохраняются, а радиоактивный (^{14}C) постепенно распадается, в результате его содержание в останках постепенно уменьшается. Зная исходное соотношение содержания изотопов в организме и определив их текущее соотношение в биологическом материале масс-спектрометрическим методом или измерив активность методами дозиметрии, можно установить время, прошедшее с момента гибели организма.

Метод «меченых» атомов широко используется в аналитической практике. Метод радиоактивных индикаторов позволяет судить о поведении элементов в различных химических и биологических процессах, в том числе при их разделении и концентрировании в ходе анализа. Метод базируется на установленном Д. Хевеши, Ф. Панетом и К. Фаянсом факте, что радиоактивные элементы ведут себя точно так, как эти элементы в нерадиоактивном состоянии. Говоря современным научным языком, изотопные эффекты в большинстве химических и биологических процессов в первом приближении отсутствуют.

Метод радиоактивных индикаторов был предложен Д. Хевеши и Ф. Панетом (1913); определяя растворимость солей свинца, они использовали радиоактивный изотоп этого элемента. В 1932 году Д. Хевеши разработал метод изотопного разбавления и применил его для определения свинца в горных породах. Годом раньше Д. Хевеши обнаружил, что при облучении элементов рентгеновскими лучами возникает вторичное рентгеновское излучение — так был намечен путь к рентгенофлуоресцентному анализу.

Метод «меченых атомов» до сих пор не потерял значимости, он используется в медицине, биологии, экологии и других областях. Он необходим для диагностики ряда заболеваний, исследования механизма внутриклеточных биохимических процессов, изучения форм нахождения и транспортировки элементов.

Глава 6.
ЯДЕРНЫЙ
ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ



Ядерный топливный цикл и его стадии

.....

Добыча и переработка урана

.....

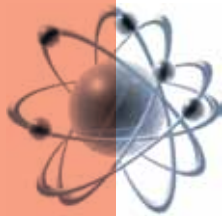
Обогащение урана

.....

Хранение отработанного ядерного топлива

.....

Переработка отработанного ядерного топлива



Ядерный топливный цикл и его стадии

Ядерная энергетика – это не только атомные электростанции, которые являются лишь верхушкой айсберга – отрасли энергетического производства. «Подводная часть айсберга» – добыча и обогащение урановых руд, получение ядерного топлива, его транспортировка и использование на АЭС, а также регенерация отработанного ядерного топлива на специальных заводах, хранение и захоронение радиоактивных отходов.

В классическом понимании топливом является вещество, которое можно соединить с кислородом для получения тепла при горении. Ядерное топливо может выделять тепло при расщеплении составляющих его тяжелых ядер. Сырую нефть не заливают сразу в топливный бак автомобиля и не подключают электрические лампочки прямо к плетине гидроэлектростанции. Соответственно и урановую руду нельзя напрямую применять в качестве ядерного топлива. Чтобы ядра тяжелых атомов могли с пользой производить тепло при расщеплении, они должны пройти весь *ядерный топливный цикл*. Он включает в себя различные промышленные стадии, схематически представленные на рисунке.

Процесс получения тепловой и электрической энергии за счет деления тяжелых

атомных ядер – от разработки урановой руды до утилизации радиоактивных отходов – называется *ядерным топливным циклом*.

Ядерный топливный цикл зависит от типа реактора и выбора пары изотопов: делящегося и воспроизводящего.

Обычный (наиболее распространенный) ядерный топливный цикл реакторов включает следующие стадии:

- добыча урановой руды в подземных рудниках, в открытых карьерах или путем выщелачивания в местах залегания;
- концентрирование урана из руды (чаще всего содержащей менее 1% урана) прямо на площадке рудника или карьера;
- конверсия уранового концентрата в форму гексафторида UF_6 – соединения, твердого при комнатной температуре и газообразного при умеренно высокой;
- изотопное обогащение UF_6 для повышения концентрации делящихся ядер ^{235}U ;
- изготовление топлива (конверсия фторида в оксид обогащенного урана UO_2 , изготовление сырых топливных таблеток, спекание таблеток, снаряжение тепловыделяющих элементов, сборка твэлов в пучки);
- временное хранение (выдержка) отработанного ядерного топлива в бассейне с водой;
- обращение с отработанным ядерным топливом и возможный возврат в цикл.



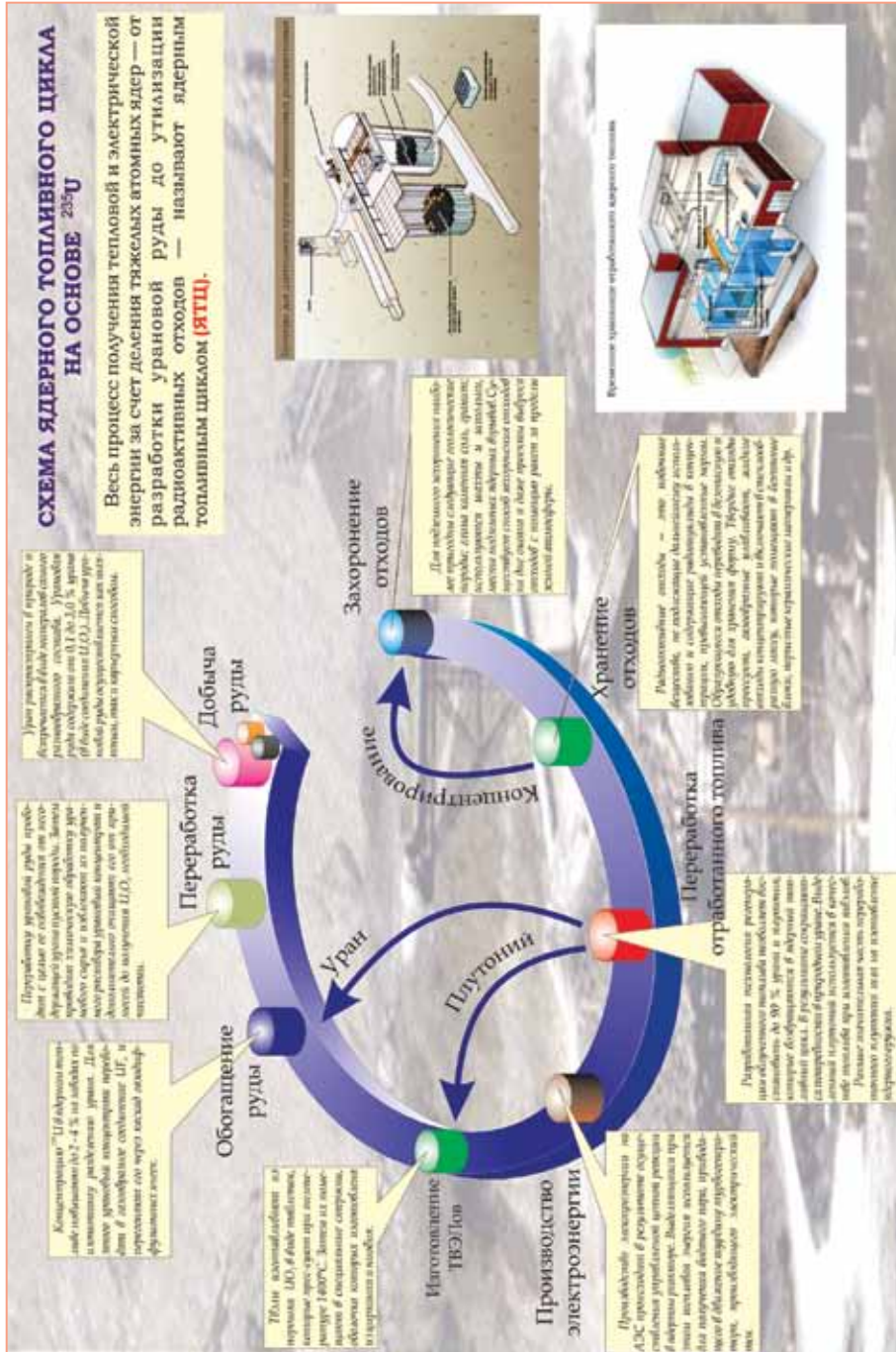
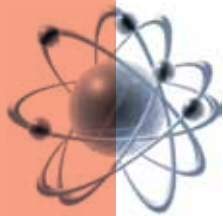


Схема ядерно-топливного цикла



Добыча и переработка урана

Существует много изотопов урана, причем все они радиоактивные. Изотопы урана появились одновременно с Солнечной системой, но только достаточно «долгоживущие» (с большим периодом полураспада) до сих пор существуют в земной коре.

В природе *уран* встречается в составе различных руд. Руда включает в себя основу – вмещающую породу и минерал, который содержит уран. Всего известно около 300 урановых и урансодержащих минералов, но только небольшая их часть (около 15) составляет основу промышленного производства.

Руды урановых месторождений подразделяются по типу минерала, по содержанию урана и химическому составу вмещающей породы. Выделяют такие промышленные сорта руд: богатые (содержание урана – более 1%), рядовые (0,1–1%), бедные (0,03–0,1%) и убогие (менее 0,03%).

По составу вмещающей породы руды подразделяются на силикатные (пески), карбонатные, углеродистые (каусто-болитовые),

сульфидные, фосфатные и железоксидные. Химический состав вмещающей породы определяет технологию переработки руды и извлечения урана.

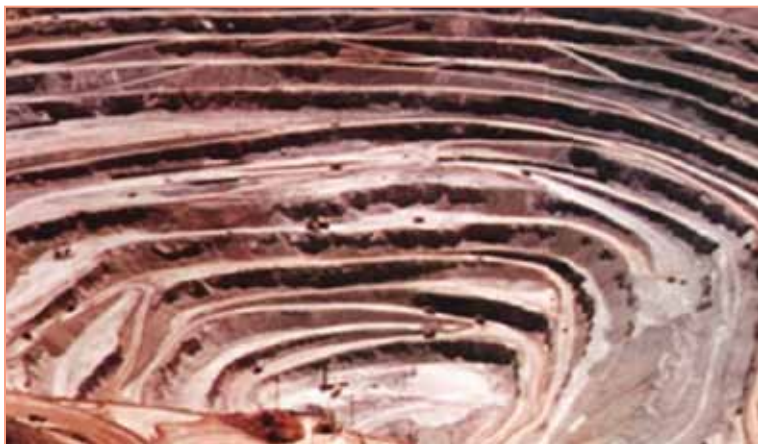
Крупнейшие российские месторождения урана находятся в Забайкалье, Якутии, Бурятии и в Курганской области.

Урановые руды добывают карьерным и шахтным способами. Способ добычи зависит от глубины залегания руд, которая колеблется от 50 м до 2 км. Неглубокие месторождения разрабатывают открытым (карьерным) способом.

К сожалению, таких месторождений становится все меньше. В последние годы на карьерную добычу приходилось около 19% мирового производства урана, тогда как в 1996 году эта цифра была близка к 40%.

Глубоко залегающие руды разрабатывают шахтным способом (36% мирового производства в 2010 году).

Оба эти способа добычи руд наносят вред окружающей среде: отчуждаются значительные территории, создаются огромные хвостохранилища изъятой из земли вмещающей породы и т.д. С 1957 года активно используется метод скважинного подземного выщелачивания (15% мирового производства урана).



Добыча урановой
руды карьерным
способом

**Добыча урановой
руды шахтным
способом**



Этот метод наиболее распространен в Казахстане, Узбекистане, США.

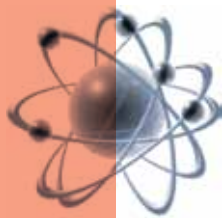
При использовании технологии подземного выщелачивания урановых руд закачиваемый в пласт специальный химический реагент избирательно растворяет природные соединения урана прямо в руде. Выщелачивающий раствор, проходя через рудное тело, растворяет соединения урана и сопутствующих металлов. Затем раствор откачивают на поверхность земли через скважины, расположенные на периферии рудного тела.

Некоторые виды руд — сульфидные, карбонатные, углеродистые — обжигают для удаления воды, а также для того, чтобы разложились органические вещества (карбонаты) с целью окисления сульфидов и т.д.

Обжиг позволяет повышать растворимость урана, содержащегося в руде, а для каусто-болитовых руд — еще и сконцентрировать уран, поскольку органическая вмещающая

порода сгорает. Наконец, «концентрированная» руда попадает в цех выщелачивания урана. Эта процедура называется вскрытием урановых минералов.

Для очищения урана от «мешающих» элементов (Na, K, Ca, Mg, Fe, Mn, Ni, Си и др.), а также от В, Cd, Li и редкоземельных элементов (лантаноидов), которые эффективно поглощают нейтроны и «гасят» цепную реакцию деления ядер ^{235}U , техническую закись-окись урана растворяют в азотной кислоте. Для этого уран переводят в форму растворимого соединения — уранилнитрата $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$, очищают методом экстракции. Затем из очищенных растворов посредством выпаривания воды кристаллизуют шестиводный уранилнитрат $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ ИЛИ осаждают пероксид урана $\text{UO}_4 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$, используя для этого пероксид водорода H_2O_2 . Осадки осторожно прокаливают до образования оксидов (UO_3 , UO_2) или других соединений.



Бассейн для хранения
отработанного
ядерного топлива

Обогащение урана

Обогащение урана — это повышение концентрации изотопа ^{235}U от уровня природного содержания (0,7 %) до концентрации, необходимой для изготовления топлива теплового реактора с водой под давлением (около 4%). В реакторах такого типа обогащение урана ^{235}U является необходимостью в связи с тем, что в качестве теплоносителя и замедлителя используется обычная вода. Следовательно, нужно компенсировать нейтроны, которые захватываются атомами водорода, входящими в состав воды.

Физические характеристики чистого элемента (урана) различаются в зависимости от его изотопного состава. Однако эти различия зачастую крайне малы, их довольно сложно использовать для изотопного разделения. Применяемые технологии основаны на разнице масс выделяемых изотопов — напрямую (методы масс-спектрометрии и ультрацентрифугирования) или опосредованно (газовая диффузия), с использованием различий в скорости диффузии компонентов газовой смеси,

состоящей из разных изотопов. Что касается химических свойств элементов, то они в целом очень незначительно зависят от массы изотопа. Это усложняет разделение изотопов с помощью химических методов.

Хранение отработанного ядерного топлива

После выгрузки из активной зоны реактора отработавшие тепловыделяющие сборки (ОТВС) сначала погружают в приреакторный бассейн выдержки для охлаждения. Срок выдержки — от одного года до нескольких лет. За это время отработавшие сборки значительно «остывают».

В случае если отработавшие тепловыделяющие сборки предназначены для переработки и последующего возврата ценных материалов в топливный цикл, их транспортируют сухими в бассейн выдержки (хранения) завода по переработке отработанного ядерного топлива. Это осуществляется в массивных упаковках, которые называются транспортно-

упаковочными комплектами или транспортными контейнерами.

Если отработавшие тепловыделяющие сборки не предназначены для переработки, они могут быть направлены для временного хранения на площадке АЭС. Их перевозят туда в больших контейнерах или доставляют в централизованные временные хранилища, сухие или бассейнового типа, приповерхностные или на небольшой глубине.

Переработка отработанного ядерного топлива

Выгружаемое из активной зоны реактора отработанное ядерное топливо содержит

около 95% урана (менее обогащенного, чем в свежей тепловыделяющей сборке, и содержащего примеси других неделящихся изотопов), около 1% плутония, а также продукты деления.

Поступившее после «охлаждения» в приреакторных бассейнах временной выдержки отработанное ядерное топливо охлаждается в заводских бассейнах-хранилищах не менее 3–4 лет. По истечении этого срока его направляют на переработку.

Переработка включает в себя процессы рубки, растворения, экстракции, стеклования и дальнейшего захоронения топлива в специальных хранилищах.

Глава 7.
АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА
И ОКРУЖАЮЩАЯ СРЕДА





**Экологическая
безопасность**

.....

**Факторы техногенного
воздействия
на окружающую среду**

.....

**Ограничение опасных
воздействий АС
на окружающую среду**

.....

**Оптимизация
экологического риска
экосистем**



Экологическая безопасность

Все вопросы защиты окружающей среды составляют единый научный, организационно-технический комплекс, который называется *экологической безопасностью*. Следует подчеркнуть, что речь идет о защите экосистем и человека как части экосферы от внешних техногенных опасностей, т.е. экосистемы и люди являются субъектом защиты. Определением экологической безопасности может быть утверждение, что экологическая безопасность — это необходимая и достаточная защищенность экосистем и человека от вредных техногенных воздействий.

Обычно выделяют защиту окружающей среды как защищенность экосистем от воздействий атомных станций при их нормальной эксплуатации и безопасность как систему защитных мер в случаях аварий на них.

Как видно, при таком определении понятия «безопасность» круг возможных воздействий расширен, введены рамки для необходимой и достаточной защищенности, которые разграничивают области незначимых и значимых, допустимых и недопустимых воздействий. Отметим, что в основе нормативных материалов по радиационной безопасности лежит идея о том, что слабейшим звеном биосферы является человек, которого и нужно защищать всеми возможными способами. Считается, что если человек будет должным образом защищен от вредных воздействий АС, то и окружающая среда также будет защищена, поскольку радиорезистентность элементов экосистем, как правило, существенно выше человека.

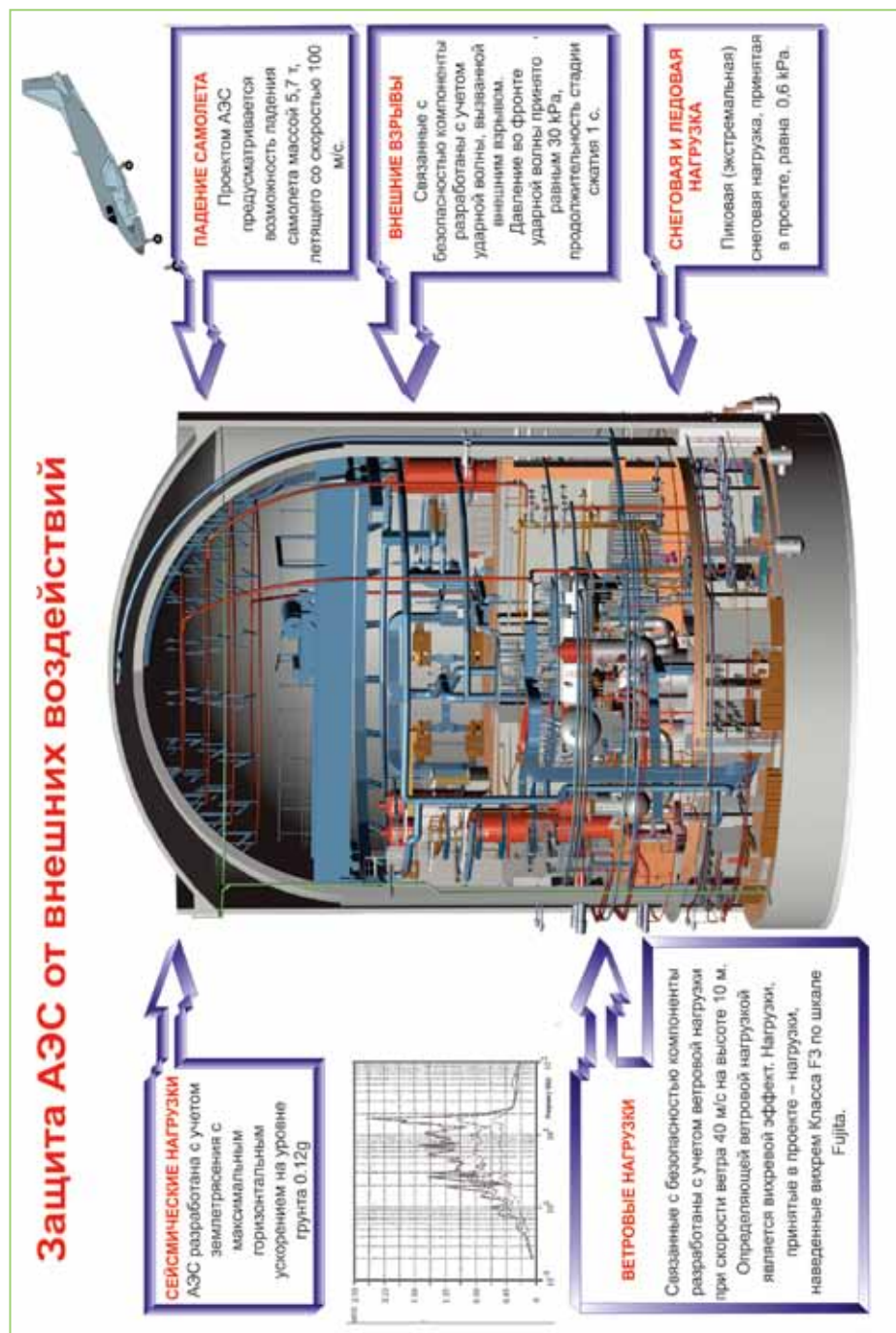
Ясно, что это положение не является абсолютно бесспорным, поскольку биоценозы экосистем не имеют таких возможностей, какие есть у людей — достаточно быстро и

разумно реагировать на радиационные опасности. Кроме того, различные сорбционные характеристики различных элементов биоценозов. И поэтому в случаях тяжелых аварий на АС запасы радионечувствительности биоценозов могут быть исчерпаны. Отсюда следует, что при оценке уровня безопасности АС необходимо учитывать экологические последствия воздействий АС, а при разработке мер противоаварийной защиты АС предусматривать и действия по защите окружающей среды.

Атомные электростанции оказывают на окружающую среду тепловое, радиационное, химическое и механическое воздействия. Для обеспечения безопасности биосферы нужны необходимые и достаточные защитные средства. Под необходимой защитой окружающей среды понимается система мер, направленная на компенсацию возможного превышения допустимых значений температур сред, механических и дозовых нагрузок, концентраций токсикогенных веществ в экосфере.

Санитарные нормативы предельно-допустимых концентраций (ПДК), допустимые температуры, дозовые и механические нагрузки должны быть критерием необходимости проведения мероприятий по защите окружающей среды. Система детализированных нормативов по пределам внешнего облучения, пределам содержания радиоизотопов и токсичных веществ в компонентах экосистем, механическим нагрузкам могла бы нормативно закрепить границу предельных, критических воздействий на элементы экосистем для их защиты от деградации. Другими словами, должны быть известны экологические емкости для всех экосистем в рассматриваемом регионе по всем типам воздействий.

Разнообразные техногенные воздействия на окружающую среду характеризуются их частотой повторения и интенсивностью. На-



Защита АЭС от внешних воздействий



пример, выбросы вредных веществ имеют некоторую постоянную составляющую, соответствующую нормальной эксплуатации, и случайную компоненту, зависящую от вероятностей аварий, т.е. от уровня безопасности рассматриваемого объекта. Эти воздействия и соответствующие им последствия могут быть разбиты на незначимые, допустимые и недопустимые области.

Меры предупреждения опасных воздействий, их предотвращения при эксплуатации, создания возможностей для их компенсации и управления вредными воздействиями должны приниматься на стадии проектирования объектов. Это предполагает разработку и создание систем экологического мониторинга регионов, разработку методов расчетного прогнозирования экологического ущерба, признанных методов оценивания экологических емкостей экосистем, методов сравнения разнотипных ущербов. Эти меры должны создать базу для активного управления состоянием окружающей среды.

В настоящее время принято обосновывать экологическую безопасность атомных электростанций при их проектировании в несколько стадий.

В начале работ, до реального проектирования АС, разрабатывается так называемая Концепция экологической безопасности АС, в которой оценивается состояние окружающей среды в районе предполагаемого строительства АС и определяется уровень допустимых воздействий на природное окружение, т.е. тот уровень, который согласуется с природоохранным и санитарно-гигиеническим законодательством, учитывает социальные аспекты экологической безопасности – сохранность ценных природных комплексов, возможные изменения в жизненном укладе населения, структуре землепользования региона, а также предполагаемую реакцию населения, обеспечивает отсутствие значительного вмеша-

тельства в природные процессы и серьезных воздействий на биогеоценозы на прилегающих к АС территориях.

Затем, в рамках Технико-экономического обоснования – ТЭО, разрабатывается Оценка воздействий АС на окружающую среду – ОВОС АС, а далее, уже на стадии проекта АС, разрабатывается так называемое Обоснование экологической безопасности – ОЭБ АС, в котором подтверждается соответствие технических решений требованиям Концепции охраны окружающей среды в регионе.

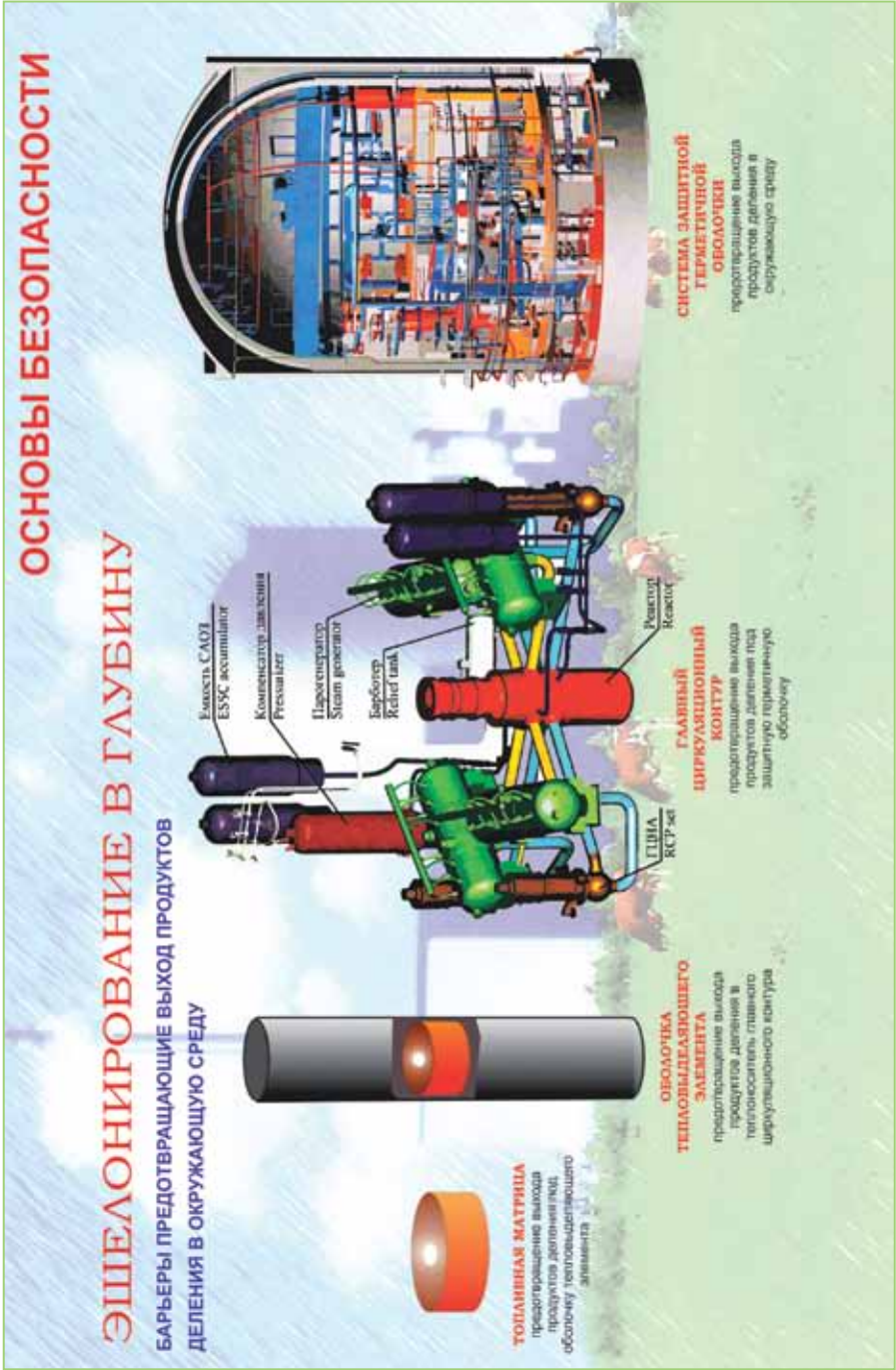
Эти материалы тщательно анализируются в рамках Экологической экспертизы, проводимой независимыми экспертами.

Факторы техногенного воздействия на окружающую среду

Техногенные воздействия на окружающую среду при строительстве и эксплуатации атомных электростанций многообразны. Обычно говорят, что имеются физические, химические, радиационные и другие факторы техногенного воздействия эксплуатации АЭС на объекты окружающей среды.

Отметим наиболее существенные факторы:

- локальное механическое воздействие на рельеф при строительстве;
- повреждение особей в технологических системах при эксплуатации;
- сток поверхностных и грунтовых вод, содержащих химические и радиоактивные компоненты;
- изменение характера землепользования и обменных процессов в непосредственной близости от АЭС;
- изменение микроклиматических характеристик прилегающих районов.



Эшелонирование в глубину



Возникновение мощных источников тепла в виде градирен, водоемов-охладителей при эксплуатации АЭС обычно заметным образом изменяет микроклиматические характеристики прилегающих районов. Движение воды в системе внешнего теплоотвода, сбросы технологических вод, содержащих разнообразные химические компоненты, оказывают травмирующее воздействие на популяции, флору и фауну экосистем.

Особое значение имеет распространение радиоактивных веществ в окружающей среде. В комплексе сложных вопросов по защите окружающей среды большую общественную значимость имеют проблемы безопасности атомных станций (АС), идущих на смену тепловым станциям на органическом ископаемом топливе. Общеизвестно, что АС при их нормальной эксплуатации немногим – не менее чем в 5–10 раз – «чище» в экологическом отношении тепловых электростанций (ТЭС) на угле. Однако при авариях АС могут оказывать существенное радиационное воздействие на людей, экосистемы. Поэтому обеспечение безопасности экосферы и защиты окружающей среды от вредных воздействий атомных электростанций – крупная научная и технологическая задача ядерной энергетики, обеспечивающая ее будущее.

Отметим важность не только радиационных факторов возможных вредных воздействий АС на экосистемы, но и тепловое и химическое загрязнение окружающей среды, механическое воздействие на обитателей водоемов-охладителей, изменения гидрологических характеристик прилегающих к АС районов, т.е. весь комплекс техногенных воздействий, влияющих на экологическое благополучие окружающей среды.

Ограничение опасных воздействий АС на окружающую среду

Атомные станции и другие промышленные предприятия региона оказывают разнообразные воздействия на совокупность природных экосистем, составляющих экосферный регион АС. Под влиянием этих постоянно действующих или аварийных воздействий АС, других техногенных нагрузок происходит эволюция экосистем во времени, накапливаются и закрепляются изменения состояний динамического равновесия. Людям совершенно безразлично в какую сторону направлены эти изменения в экосистемах, насколько они обратимы, каковы запасы устойчивости до значимых возмущений. Нормирование антропогенных нагрузок на экосистемы и предназначено для того, чтобы предотвращать все неблагоприятные изменения в них, а в лучшем варианте направлять эти изменения в благоприятную сторону. Чтобы разумно регулировать отношения АС с окружающей средой, нужно, конечно, знать реакции биocenozов на возмущающие воздействия АС. Ясно, что критические значения экологических факторов должны быть предметом специальных исследований биологов.

Оптимизация экологического риска экосистем

Ущерб от эксплуатации АС есть количественная характеристика вредных последствий эксплуатации АС, в том числе в результате аварийных воздействий. Обычно различают материальные, радиационные, социальные и экологические компоненты ущерба. Наиболее сложной является задача определения

Для предотвращения или ограничения повреждения реакторной установки и локализации радиоактивных продуктов деления при авариях на АЭС предусматриваются следующие системы безопасности:

- защитные системы;*
- локализующие системы;*
- обеспечивающие системы;*
- управляющие системы.*

Концепция безопасности АЭС построена на активных системах безопасности, имеющих как нормальное электропитание, так и аварийное – от дизель-генераторов.

В качестве дополнительных технических средств по управлению тяжелыми авариями в проекте предусмотрены следующие системы:

- устройство удержания расплава в бетонной шахте реактора типа "тигель";*
- система подавления водорода под оболочкой;*
- пассивная система отвода тепла.*

СТРУКТУРА СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ

Системы безопасности состоят из четырех полностью независимых каналов. Мощность, быстрота действия и другие характеристики каждого канала выбраны исходя из условий обеспечения ядерной и радиационной безопасности при любых исходных событиях, рассматриваемых в проекте.

За счет расположения каналов систем безопасности в отдельных помещениях достигнута высокая степень физического разделения каналов.

Каналы безопасности отделены один от другого огнестойкими физическими барьерами по всей границе канала, включая коммуникации между зданиями. Прямые связи между разными каналами безопасности не допускаются.

Предусматривается физическая защита каналов безопасности от несанкционированного доступа персонала.



Каждый канал систем безопасности выделен цветом

Система безопасности АЭС



экологического ущерба, под которым следует понимать неблагоприятные изменения в экосистемах — потери их продуктивности, свойств саморегулирования, существенные изменения их видового разнообразия. Можно говорить о радиоэкологическом ущербе как результате облучения элементов экосистем, приводящего к потерям популяций, сдвигам в экологическом равновесии или жизненных циклах компонентов.

Наиболее зримый ущерб — это физические потери, гибель компонентов популяций. К таким последствиям можно относить и болезни, приводящие к потерям функции воспроизводства. В живой природе связи между воздействиями и последствиями формируются под влиянием многочисленных факторов, которые с трудом поддаются детерминированному выявлению. Поэтому исходы следует считать величинами случайными и использовать для их описания методы теории вероятности. В этой связи часто используют такую вероятностную категорию, как экологический риск, определяемый как вероятность гибели элементов популяций в результате некоего воздействия.

Строго говоря, оптимизация безопасности АС — это комплексная задача, цель которой — найти оптимальные условия функционирования АС по всем значимым ее компонентам — техническим схемам и параметрам оборудования, защитным системам, правилам эксплуатации и обслуживания, с учетом характеристик площадки и внешнего окружения. При такой оптимизации нужно учитывать все компоненты расходов и возможные потери по всем вариантам развития аварийных процессов. Поскольку задача в такой постановке слишком громоздка, часто расчленяют ее на более элементарные. Так, в соответствии с рекомендацией МКРЗ, говорят об оптимизации радиационной безопасности. Можно подобным образом ставить вопрос об

оптимизации безопасности экосистем.

Нормы защиты окружающей среды должны предусматривать обязательное восстановление качества среды, т.е. необходимую дезактивацию территорий, рекультивацию пахотных земель, очистку воды водоемов. Желательно, чтобы в проектах АС были предусмотрены средства борьбы с чрезмерным загрязнением окружающей среды и для эффективного восстановления качества окружающей среды. Такие меры, как фильтрационная очистка водоемов, промывка загрязненных участков с последующим сбором и очисткой всех сливов с загрязненных участков, временные укрытия особо ценных участков, могут быть вполне экономически целесообразны и эффективны. Цель этих мероприятий — недопущение поступлений в элементы экосистем вредных веществ в количествах, превышающих возможности их экологических емкостей. Эти мероприятия составляют тот комплекс, который называют управлением состояния системы Атомная станция + Окружающая среда.

В результате аварии на Чернобыльской АЭС радиоактивному загрязнению подверглась территория в радиусе более 2 тыс. км, охватившая более 20 государств. В пределах бывшего СССР пострадало 11 областей, где проживает 17 млн человек. Общая площадь загрязненных территорий превышает 8 млн га, или 80 000 км². В России наиболее значительно пострадали Брянская, Калужская, Тульская и Орловская области. Пятна загрязнений имеются в Белгородской, Рязанской, Смоленской, Ленинградской и других областях.

После аварии на Чернобыльской АЭС отдельные страны приняли решение о полном запрете на строительство АЭС. В их числе Швеция, Италия, Бразилия, Мексика. Швеция, кроме того, объявила о намерении демонтировать все действующие реакторы (их 12), хотя они и давали около 45% всей электро-

энергии страны. Резко замедлились темпы развития данного вида энергетики в других странах. Приняты меры по усилению защиты от аварий существующих, строящихся и планируемых к строительству АЭС.

Тяжелым ударом для мировой ядерной энергетики стала авария на японской АЭС «Фукусима-1», которая произошла в марте 2011 года в результате сильнейшего землетрясения и последовавшего за ним цунами. Реакцией японского правительства на аварию на АЭС «Фукусима-1» было решение приостановить все японские реакторы на плано-

вую проверку безопасности. Ряд стран заявил о пересмотре своих планов по строительству АЭС и все страны о проверке всех работающих станций на безопасность.

Вместе с тем человечество осознает, что без атомной энергетики на современном этапе развития не обойтись. Строительство и ввод в строй новых АЭС постепенно увеличивается. В настоящее время в мире действует более 500 атомных реакторов. Около 100 реакторов находится в стадии строительства.

Глава 8.
ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА:
ЭКОНОМИЧЕСКИЕ
АСПЕКТЫ





Капитальные затраты

.....

Затраты на топливо

.....

**Прочие эксплуатационные
расходы**

.....

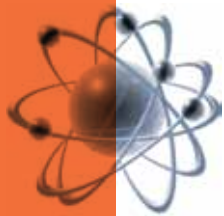
**Расходы
на утилизацию отходов**

.....

Прочие внешние расходы

.....

**Демонтаж объектов,
выводимых из эксплуатации**



В течение последних сорока лет себестоимость киловатт-часа ядерной электроэнергии стала предметом многочисленных дискуссий. С одной стороны, сторонники ядерной энергетики утверждают, что она является самым дешевым способом получения электроэнергии, с другой стороны, есть люди, которые выступают против нее и, конечно, говорят прямо противоположное. Кому же в этой ситуации верить?

Во-первых, нужно помнить, что производство ядерной электроэнергии, точно так же как и электроэнергии, вырабатываемой гидро-, приливными, геотермальными и ветровыми электростанциями, требует значительных капитальных затрат еще до начала производства энергии, но затем становится возможным снизить расходы благодаря использованию дешевого источника топлива. Для газовых электростанций открытого цикла справедливо обратное: они требуют низких первоначальных инвестиций, но затем им приходится сталкиваться с высокими затратами на топливо, поскольку их тепловой КПД является довольно низким, на уровне 30–45%. Электростанции, работающие на жидком топливе, угле, и газовые электростанции комбинированного цикла (с тепловым КПД 55–60%) занимают промежуточное положение.

Проводить сравнение становится еще сложнее, если принять во внимание, что существуют различные технологии, применяемые и на жидкотопливных, и на угольных электростанциях в зависимости от их теплового КПД и количества выбрасываемых в атмосферу загрязняющих веществ и парниковых газов (в том числе CO_2). Чтобы рассчитать себестоимость 1 киловатт-часа для каждого типа электростанций, необходимо просуммировать все составляющие затрат, формирующие себестоимость. В упрощенном виде этот перечень выглядит так:

- капитальные затраты;
- затраты на топливо;

- прочие эксплуатационные расходы;
- расходы на страхование;
- затраты на обращение с отходами;
- прочие «внешние» расходы (включая выбросы CO_2);
- расходы на вывод из эксплуатации и демонтаж.

Для электростанций любого типа следует также учесть дополнительные расходы, которые возникают до момента поступления электроэнергии к конечному потребителю, – это расходы на маркетинг, передачу и распределение, а также налоги. Даже в сокращенном и упрощенном виде этот перечень получается очень длинным.

Чтобы понять, с какими трудностями сопряжено сравнение себестоимости электроэнергии, произведенной на электростанциях различных типов, необходимо рассмотреть каждый вид. Для всех типов электростанций, кроме атомных, нужно учитывать только первые три вида расходов, не пренебрегая, однако, остальными четырьмя.

Капитальные затраты

Для корректного сравнения капитальных затрат на сооружение угольных, жидкотопливных и гидроэлектростанций, АЭС и т.д. нужно знать их технические характеристики, включая номинальную мощность, используемую технологию, эффективность, год постройки и страну, а также число часов работы в год, плановое или фактическое. Как только будут получены эти данные, появится еще одна большая проблема: как сравнить удельные капиталовложения на киловатт-час для электростанций, которые эксплуатируются неодинаковое количество часов в год или имеют различное назначение и разный проектный срок службы? Для упрощения можно ограничиться рассмотрением электростанций, эксплуатируемых в режиме базового

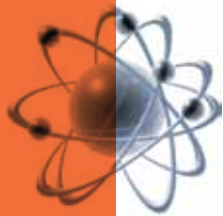


Вид АЭС

вой нагрузки. Для электростанций, которые планомерно эксплуатируются только в периоды пиковой нагрузки, рыночная цена произведенной электроэнергии, как правило, выше, но и себестоимость и отпускная цена этих киловатт также выше затрат на производство энергии, потребляемой в другое время, что опять усложняет рассмотрение данной темы. Поскольку АЭС во всем мире обычно используются только в базовом режиме, такое упрощение может быть оправдано. Однако это не приближает к решению второго вопроса относительно теоретического и фактического срока эксплуатации. При принятии решения о строительстве электростанции в проект закладывается эксплуатация в течение определенного периода времени. В настоящее время для атомных электростанций этот период составляет от 30 до 60 лет. Но на проектный срок службы электростанции может повлиять целый ряд технико-экономических факторов, возникающих в период ее эксплуатации, таких, как коррозия, изменение свойств металла, рост эксплуатационных расходов и затрат на повышение безопасности. В результате срок эксплуатации электростанции может оказаться короче или длиннее, чем планировалось. Первым реакторам часто не

удавалось выработать свои проектные сроки эксплуатации по той простой причине, что с внедрением более эффективных технологий с экономической точки зрения было выгоднее остановить их как морально устаревшие (экономически отставшие). Это особенно верно для газографитовых реакторов, которые представляли первое поколение энергетических реакторов и которые устарели после появления на рынке первых реакторов PWR. В большинстве случаев срок эксплуатации реакторов ранних модификаций продлевался. Например, в 2006 году в США для 40 атомных электростанций, имевших лицензии на сорокалетний период эксплуатации, они были продлены еще на двадцать лет.

После того как будут зафиксированы основные характеристики (количество часов работы в год и срок эксплуатации электростанции), в расчеты следует включить финансовые затраты — процентную ставку и ставку дисконтирования (изменения стоимости денег с течением времени). Известно, что сегодняшние евро и доллар через десять лет будут стоить намного больше, но часто трудно прийти к соглашению, насколько это будет больше. Известно, что чем выше объем капиталовложений и дольше срок строительства



электростанции, тем большее влияние окажет ставка дисконтирования на величину удельных капиталовложений.

Очевидно, что высокие ставки дисконтирования выгодны для электростанций, которые используют технологии, требующие низких капиталовложений, и которые можно построить достаточно быстро (газовые, жидкотопливные и угольные электростанции), в то время как электростанции с высокими капитальными затратами и длительным периодом строительства (гидроэлектростанции, угольные электростанции с «чистыми» выбросами и атомные электростанции) находятся в менее выгодном положении. Поэтому стоимость денег, которая обусловлена процентной или дисконтной ставкой, занимает центральное место в сравнительных расчетах

себестоимости киловатт-часа для электростанций различного типа.

К сожалению, не существует простого правила расчета относительного уровня затрат для различных существующих технологий. Например, когда решение о строительстве железных и автомобильных дорог, каналов, портов и т.д. принимает государство, оно сможет привлечь средства под низкие процентные ставки, около 5%, без учета инфляции. Чтобы получить реальные процентные ставки в текущих деньгах, эта величина корректируется на существующий уровень инфляции. Частные компании, с другой стороны, не только находятся под давлением со стороны своих акционеров, но и не имеют такого же свободного доступа к капиталам (собственным или заемным), как государство. Это означает, что им придется иметь дело с гораздо более высокими процентными ставками, скажем, около 10%, без учета инфляции. Как видно, не существует единого универсального решения для калькуляции затрат, если речь идет о процентной ставке по финансовым операциям.

Технологией, требующей самых высоких капиталовложений на единицу произведенной электроэнергии, является ветровая энергия. Это объясняется тем, что в среднем в течение года ветровая электростанция в Европе имеет коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) на уровне 20%.

Атомные электростанции занимают второе место по уровню первоначальных затрат, но их КИУМ составляет от 80 до 90%, и этот уровень одинаков и для Франции, и для Германии, России, Швеции, Швейцарии, Китая или Соединенных Штатов. Из тепловых электростанций АЭС являются наиболее капиталоемкими, для них капитальные затраты в 3 раза выше, чем для газотурбинных электростанций комбинированного цикла, и на 30%

выше, чем для угольных электростанций с «чистыми» выбросами.

В международном масштабе трудно привести точные сравнения, поскольку затраты на строительство и сроки строительства в разных странах значительно отличаются.

Затраты на топливо

Затраты на топливо для электростанций различных типов являются еще одним камнем преткновения при сравнении себестоимости электроэнергии. При использовании таких возобновляемых источников энергии, как ветер и гидроэнергия, расходы на топливо по определению равны нулю. Однако если мы рассмотрим другие виды возобновляемой энергии, например биомассу (древесина, отходы производства сельхозпродуктов), которую нужно и вырастить, и заготовить, — эти расходы становятся значительными. Наиболее наглядным будет сравнение электростанций, работающих на ископаемом топливе (газе, нефти или угле), и атомных электростанций. При этом основной проблемой при сравнении топливных составляющих является значительное изменение цен на перечисленные виды топлива во времени, даже если все они в той или иной степени привязаны к ценам на сырую нефть. При расчете цен на топливо нужно знать, на чем базируются эти расчеты: каковы цены на сырую нефть (которая определяет цены на нефтепродукты), на газ или на тонну угля для электростанций.

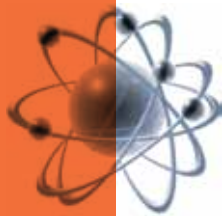
Энергия ветра не стоит ничего, но на каждый киловатт мощности ветровой электростанции требуется в 2 раза больше бетона и в 3 раза больше стали, чем для атомной электростанции, а на каждый произведенный киловатт-час — в 8 раз больше бетона и в 12 раз больше стали, чем для АЭС.



Ветряная станция

Прочие эксплуатационные расходы

Как и на любом промышленном предприятии, кроме потребления сырья (т. е. топлива для атомных или обычных тепловых электростанций), в эксплуатационные расходы включаются все остальные расходы, связанные с эксплуатацией объекта:



- оплата труда;
 - техническое обслуживание и запасные части;
 - другие расходные материалы.
- Низкий уровень эксплуатационных затрат

по сравнению с двумя другими основными статьями расходов — капитальными затратами и расходами на топливо — является общим показателем для электростанций любого типа.

Т а б л и ц а. **Себестоимость электроэнергии, вырабатываемой различными типами электростанций**

Цена на нефть = \$ 50 США за баррель	Атомные	Газовые	Угольные	Электростанции на мазуте	Ветровые
Капитальные затраты	20	10	15	15	50
Затраты на топливо	10	50	75	25	0
Эксплуатационные расходы	8	5	6	8	12
Всего	38	65	96	48	62
Выбросы CO ₂ — стоимость \$ 20/Т	0	7	10	15	0
Итого затраты с учетом CO ₂	38	72	106	63	62

Из таблицы видно конкурентное превосходство электроэнергии, произведенной на атомных электростанциях, работающих в режиме базовой нагрузки (не менее 1000 МВт). Конечно, это не означает, что электростанции других типов не нужны, так как выработки электроэнергии в периоды промежуточной или пиковой нагрузки, а другие, хотя и нуждаются в субсидиях на начальном периоде для адаптации к условиям рынка, могут в дальнейшем сократить расходы за счет масштабного фактора и совершенствования технологий.

Расходы на утилизацию отходов

Расходы на утилизацию отходов включают в себя два вида затрат: расходы на переработку в странах, принявших этот вариант решения (закрытый топливный цикл, который выбрали Германия, Франция, Великобритания, Япония и др.), и стоимость временного хранения и окончательного захоронения этих отходов.

Фактическая себестоимость переработки является сложной темой, так как надо учитывать фактические расходы, стоимость извлеченных продуктов (регенерированного урана, плутония), а также сокращение объема отходов, полученных после переработки, и, соответственно, затрат на их захоронение.

Во-первых, «правильного» ответа не существует, поскольку стоимость плутония полностью зависит от планов долгосрочного развития ядерной энергетики. Плутоний будет иметь нулевую или даже отрицательную стоимость для тех стран, которые приняли решение отказаться от ядерной энергетики, в то время как для стран, выбравших вариант использования реакторов-размножителей, плутоний является необходимым компонентом устойчивого развития, и поэтому он будет иметь высокую или очень высокую стоимость.

Во-вторых, необходимо определить ценность регенерированного урана, которая меняется так же, как и цена на добываемый уран. Поэтому ее сложно зафиксировать, особенно с учетом резкого роста цен на этот металл с 2003 года.

Чтобы подвести итог сказанному и дать представление о порядке величин, можно сказать, что для замкнутого топливного цикла в условиях 2000 года переработка увеличила затраты на топливную составляющую на 10%, однако ее стоимость стала «отрицательной» в условиях 2006 года.

Для тех стран, которые выбрали вариант развития с использованием реакторов на быстрых нейтронах, затраты на переработку имеют значительную «отрицательную» величину. Переработка необходима для обеспечения долгосрочной перспективы и является высокоприбыльной. Предположительный уровень этих «отрицательных» затрат и, следовательно, оценка дохода от переработки в значительной степени будут зависеть от ожидаемых цен на обедненный уран и плутоний, поскольку на данный момент рынка для этих продуктов не существует.

Соединенные Штаты Америки — страна, которая последовательно придерживалась концепции открытого топливного цикла и не перерабатывала свое топливо, в последние годы начала отходить от этой позиции и сейчас активно рассматривает возможность перехода к переработке.

Независимо от того, подвергается отработавшее топливо переработке или нет, остается вопрос расходов на его временное хранение и окончательное захоронение. С экономической точки зрения данная тема вообще не представляет проблем.

Если сравнить эти расходы с себестоимостью 1 киловатт-часа ядерной электроэнергии, они окажутся весьма низкими: 1% от затрат на топливную составляющую (оптимистичная цифра) и 0,3% от себестоимости 1 киловатт-часа. Даже если принять самый пессимистический сценарий с десятикратным увеличением затрат на хранение и захоронение рассматриваемых отходов, это составит 10% от расходов на топливо, или 3% от се-



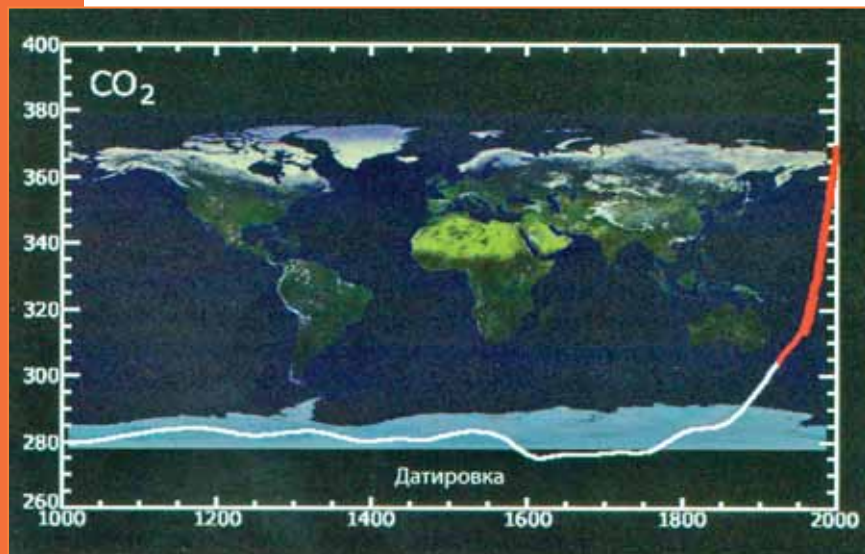
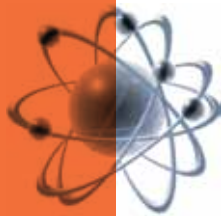
Остекловывание основной части радиоактивных отходов обеспечивает их локализацию и уменьшение объема, упрощая хранение

бестоимости «атомного» киловатт-часа. Хотя хранение и утилизация радиоактивных отходов имеют первостепенное значение с точки зрения безопасности, с экономической точки зрения их значение не так уж велико.

Прочие внешние расходы

Единственными значительными внешними расходами в ядерной энергетике являются затраты на компенсацию ущерба здоровью при ядерной аварии, а также резервируемые средства на кондиционирование и хранение отходов. При рассмотрении внешних расходов электростанций, работающих на ископаемом топливе (газ, жидкое топливо, уголь), обращает на себя внимание тот факт, что расходы, связанные с загрязнением атмосферы (SOx, NOx, сажа) и особенно с выбросами CO₂, до сих пор еще не принимаются в расчет.

Изменение климата становится все более важным фактором, влияющим на энергетические потребности нашего общества в



Изменение в выбросах CO_2 за последние 1000 лет

будущем, и в настоящее время это одна из главных проблем, связанных с устойчивым развитием.

Экономисты считают, что все меры, которые приводят к снижению выбросов CO_2 (налоги, налоговые льготы для повышения эффективности использования энергии, установление предельных уровней разрешенных выбросов, право торговли квотами на выбросы парниковых газов), сводятся к простому вопросу о том, какая плата должна быть установлена за тонну выброшенного в атмосферу углерода или какова цена выброса тонны CO_2 (1 тонна углерода эквивалентна 3,66 т CO_2).

Собственно расходов за выбросы двуокиси углерода не существует, но они связаны с законодательством по сокращению выбросов (Киотский протокол, национальные и международные правовые акты, а также государственное и местное законодательство).

Сегодня существует возможность серьезных изменений этих оценок в долгосрочной перспективе. В то время как изменение климата вызывает все большую озабоченность,

эти ограничения будут становиться все более жесткими и плата за выбросы CO_2 будет расти пропорционально. Если эти ограничения станут применяться во всем мире, плата за выбросы будет все более равномерно сбалансированной.

Ядерная энергетика, которая оказалась самой дешевой даже без учета расходов на CO_2 , сегодня получает очевидные конкурентные преимущества по сравнению с другими технологиями (за исключением ветровых электростанций), и этот разрыв будет расти тем больше, чем дороже будут становиться выбросы CO_2 .

Неоднократно утверждалось, что в себестоимости ядерной электроэнергии должны также учитываться внешние расходы, связанные с производством плутония. Однако, как мы видели выше, для стран, которые выбрали направление движения к устойчивой ядерной энергетике с использованием супербридеров, ценность плутония оказывается совсем не отрицательной, а, напротив, в высокой степени положительной, а это

означает, что спор становится экономически бессмысленным.

Тем не менее, существуют значительные затраты, которые сложно оценить в полной мере. Это расходы на вывод из эксплуатации и демонтаж ядерных установок по завершении их срока эксплуатации.

Демонтаж объектов, выводимых из эксплуатации

Расходы, связанные с выводом из эксплуатации и демонтажем любых типов атомных электростанций, являются высокими, поскольку компоненты АЭС радиоактивны, хотя и в различной степени.

Такой демонтаж должен проводиться с особыми мерами осторожности, а это означает, что он потребует много времени и будет высокзатратным. Однако величина этих расходов известна, и ее нельзя считать непропорционально огромной. Ядерная промышленность накопила значительный опыт в области демонтажа ядерных электростанций. В большинстве стран в настоящее время эти расходы включаются в себестоимость ядерной электроэнергии.

Возникает вопрос, достаточно ли в действительности будет этих средств. В настоящее время они составляют около 15% от стоимости строительства, а это значит, что, даже если они занижены на 100%, эти расходы не будут иметь существенного влияния на себестоимость электроэнергии, даже если их доля увеличится по сравнению с текущими показателями с 2 до 3–4%.

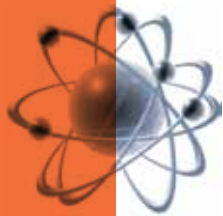
Таким образом, становится очевидным, что, хотя затраты на демонтаж выглядят высокими в абсолютном выражении, фактически на них приходится лишь очень небольшая часть себестоимости киловатт-часа ядерной

электроэнергии. Важно, чтобы компании и государства обеспечивали отчисление средств на расходы на вывод из эксплуатации и демонтаж и чтобы эти деньги сохранялись исключительно для использования на указанные цели.

Поскольку расходы на вывод из эксплуатации и демонтаж также зависят от уровня остаточной радиоактивности компонентов АЭС, стоит выждать как можно дольше до начала процесса: чем «холоднее» АЭС, тем ниже будет ее радиоактивность и дешевле обойдется демонтаж. Это интересный вопрос для обсуждения между поколениями, который также касается устойчивого развития: сколько времени с экономической, технической и этической точек зрения должно пройти до начала демонтажа? Какой период будет политически наиболее приемлемым с позиции общественного мнения?

Таким образом, в течение по крайней мере следующих пятидесяти лет ядерная электроэнергия определенно будет самым дешевым и безопасным способом крупномасштабного производства электроэнергии в базовом режиме. Возобновляемые источники энергии, особенно ветровые электростанции, являются наиболее конкурентоспособными для удовлетворения спроса в часы промежуточной или пиковой нагрузки, хотя пока еще трудно оценить дополнительные затраты, связанные с использованием таких нестабильных источников энергии, как ветер.

В долгосрочной перспективе возможно использование и солнечной энергии, но эта технология должна продвигаться на несколько шагов вперед, прежде чем она выйдет на промышленный уровень. Проблема более высокой стоимости электричества в периоды повышенной нагрузки может быть решена, если удастся найти способ крупномасштабного хранения электроэнергии. Использование гидроаккумулирующих электростанций



Монтаж солнечных батарей

единственного реального на сегодня метода ограничивается наличием подходящих высокогорных территорий.

Самыми дорогими и представляющими наибольшую опасность для окружающей среды энергоресурсами являются те, которые используют ископаемое топливо, особенно уголь. Озабоченность экологическими проблемами

делает улавливание и хранение CO_2 ключевой задачей, и если выяснится экономическая нецелесообразность крупномасштабного хранения CO , то будет крайне сложно остановить продвижение атомной энергетики.

Атомная энергия не только станет в будущем самой дешевой формой электроэнергии, она стала таковой уже сейчас, и доля электро-

энергии, вырабатываемой на атомных станциях, будет одним из ключевых факторов, определяющих экономическую конкурентоспособность и уровень жизни как в развитых, так и в развивающихся странах.

В завершение можно еще раз перечислить парадоксы, которые мы пытались объяснить и благодаря которым ядерная энергетика кажется столь полной противоречий. Вот некоторые моменты, которые следует помнить при сравнении атомных электростанций с другими типами электростанций:

- затраты на строительство атомных электростанций являются самыми высокими

на единицу установленной мощности (расходы на 1 кВт·ч), а сроки строительства — наиболее продолжительными;

- в базовом режиме атомные электростанции вырабатывают электроэнергию, имеющую самую низкую себестоимость (уровень затрат на 1 кВт·ч);

- у атомных электростанций переменные издержки производства намного ниже, чем у тепловых электростанций, работающих на угле, жидком топливе или газе;

- атомные электростанции имеют самые низкие внешние расходы.

**Глава 9.
ГНУ «ОБЪЕДИНЕННЫЙ
ИНСТИТУТ
ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ
И ЯДЕРНЫХ
ИССЛЕДОВАНИЙ –
СОСНЫ» НАН БЕЛАРУСИ**



**Основные направления
в работе института**

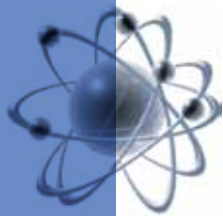
.....

**Подготовка кадров
для ядерной энергетики
Республики Беларусь**

.....

**Международное
сотрудничество**





Основные направления в работе института

Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси является правопреемником Института ядерной энергетики АН БССР, созданного 22 июня 1965 года.

Первым директором института был академик Андрей Капитонович Красин, один из создателей первой в мире АЭС в г. Обнинск, лауреат Ленинской премии. К тому времени на площадке института были введены в эксплуатацию исследовательский атомный реактор ИРТ-1000, мощность которого впоследствии была доведена до 4000 кВт, лаборатория реакторов физической мощности, стендовый корпус с теплофизическими экспериментальными установками, заканчивались работы по сооружению радиохимической лаборатории с «горячими камерами» для обеспечения работ с материалами и веществами высокой активности изотопного корпуса.

В 1973 году было создано Специальное конструкторское бюро с опытным производством и осуществлено строительство первой очереди экспериментальной производственной базы со специальными стендами, установками, новыми технологическими процессами по изготовлению и испытаниям изделий атомной техники.

С момента образования Института ядерной энергетики АН БССР и до аварии на ЧАЭС основными направлениями фундаментальных и прикладных исследований института были: взаимодействие излучения с веществом, разработка газоохлаждаемых ядерных реакторов на тепловых и быстрых нейтронах и использование источников ионизирующих излучений в народном хозяйстве страны.



А. К. Красин

В результате многолетней работы при поддержке более 150 организаций и предприятий СССР была создана в 1985 году первая в мире передвижная атомная электростанция «Памир-630Д» (ПАЭС) тепловой мощностью 10 МВт (электрическая мощность 630 кВт) с диссоциирующим теплоносителем и рабочим телом «нитрин» на основе N_2O_4 .

Станция предназначалась для использования ее в качестве автономного источника электрической энергии передвижных и стационарных объектов, находящихся в труднодоступных районах.

После аварии на ЧАЭС работы на ПАЭС в связи с расположением испытательной площадки на расстоянии 6 км от г. Минск с населением около 2 млн человек доводочные испытания были остановлены, а затем, после распада СССР в 1991 году, работы по использованию диссоциирующего газа в качестве

теплоносителя и рабочего тела АЭС были полностью прекращены.

Параллельно проводились научно-исследовательские и проектные работы по созданию АЭС с реактором на быстрых нейтронах, охлаждаемым диссоциирующим теплоносителем. Был разработан технический проект опытно-промышленной атомной станции с реактором на быстрых нейтронах АЭС БРИГ-300 электрической мощностью 300 МВт.

Институт стал одним из крупнейших научных центров СССР по ядерной энергетике.

С первых дней аварии на ЧАЭС институт включился в решение таких важнейших задач, как определение уровней радиоактивного загрязнения территории республики радиоактивными изотопами и уровней облучения населения пострадавших регионов, проведение контроля радиоактивного загрязнения продуктов питания, произведенных в республике, что стало важным фактором в выборе стратегии и тактики мероприятий по защите населения от радиационной опасности.

В настоящее время в институте работает около 400 человек. Среди них: 17 докторов и 42 кандидата наук.

Институт — единственная в республике организация, где высококвалифицированными специалистами проводятся работы в области ядерной энергетики.

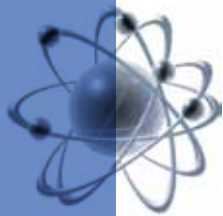
Роль института непрерывно возрастает, что связано со строительством и эксплуатацией АЭС.

Совместно с научными центрами России — ОКБ «Гидропресс» (г. Подольск), ВНИИАМ, ОАО «Атомэнергопроект» (г. Москва), ОКБМ (г. Нижний Новгород) разработана концепция пассивной системы охлаждения АЭС нового поколения с реакторами типа ВВЭР. Экспериментальное обоснование концепции проводилось на имеющемся в институте уникальном теплофизическом стенде ТДУ-1, моделирующем первый и второй контуры АЭС. Результаты исследований вошли в обоснование безопасности российского проекта АЭС-92 нового поколения.

Работы по развитию ядерной энергетики получили новый импульс после принятия Концепции энергетической безопасности и повышения энергетической независимости Республики Беларусь, утвержденной Указом Президента Республики Беларусь в 2005



Макет передвижной атомной электростанции ПАЭС «Памир-630Д»



году, а также Концепции энергетической безопасности Республики Беларусь, утвержденной Указом Президента Республики Беларусь в 2007 году.

При активном участии Института совместно с Министерством энергетики Республики Беларусь разработан и реализуется Комплексный план основных мероприятий по строительству атомной электростанции в Республике Беларусь. Ряд задач Плана решается в рамках Государственной научно-технической программы «Ядерно-физические технологии для народного хозяйства Беларуси», инициатором создания которой и головной организацией-исполнителем является институт. Цель данной программы — разработка научно-технических, технико-экономических и нормативно-правовых аспектов безопасного развития в республике ядерной энергетики и выполнение комплекса подготовительных работ для обеспечения строительства АЭС.

В 2000 году ГНУ «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований — Сосны» НАН Беларуси определен организацией, выполняющей научное сопровождение работ по строительству АЭС.

Как единственная в республике научная организация, имеющая опыт проектирования ядерных реакторов различных типов и науч-

ного руководства проектом создания передвижной АЭС, институт осуществляет научное сопровождение проекта белорусской атомной станции на всех его стадиях.

В институте активно развиваются технологии, основанные на изучении ядерного топливного цикла, взаимодействии частиц и излучения с веществом, опирающиеся на фундаментальные исследования в области ядерной физики и сильных взаимодействий.

Ядерно-физический комплекс «Яліна»

На сегодняшний день комплекс «Яліна» является единственным в Европе действующим ядерно-физическим комплексом, на котором изучаются ядерно-энергетические установки нового поколения — подкритические системы, управляемые внешними источниками, тогда как в Японии, Германии, Швеции, США и других государствах они находятся на стадии проектных разработок. Эти системы предназначены для производства энергии и выжигания (трансмутации) долгоживущих радиоактивных отходов, накопленных в результате эксплуатации АЭС, а также обладают внутренним свойством безопасности. Следует отметить, что подкритические реакторы рассматриваются в ближайшей перспективе как наиболее многообещающее направление для получения энергии и уничтожения долгоживущих радионуклидов.

На базе ЯФК «Яліна» создана Международная научная лаборатория совместно с ядерными центрами Швеции, Германии, Испании и других стран, что позволяет:

- расширять международное сотрудничество и проводить совместные исследования в области современных ядерно-энергетических систем и трансмутации ядерных отходов;
- привлекать западные финансовые инвестиции на проведение теоретических и



Ядерно-физический комплекс «Яліна»

экспериментальных исследований и обновление материально-технической базы института;

- использовать комплекс «Яліна» для подготовки аспирантов и специалистов из Беларуси и стран Евросоюза в области современной ядерной энергетики и обращения с радиоактивными отходами, которые становятся приоритетными для многих стран с ограниченными запасами топливно-энергетических ресурсов.

Критический стенд «Гиацинт»

Институт имеет более чем тридцатилетний опыт разработки, сооружения, эксплуатации и проведения экспериментальных исследований на критических стендах. За время выполнения работ в рамках крупномасштабных проектов, связанных с разработкой, проектированием и эксплуатацией ядерных энергетических установок различного назначения, был накоплен научно-технический потенциал в области экспериментальной физики ядерных реакторов, который может использоваться при проведении экспериментальных исследований.

В 2007 году в институте создан универсальный критический стенд «Гиацинт», предназначенный для исследования нейтронных размножающих систем и выполнения различных работ в интересах народного хозяйства Республики Беларусь.

Критический стенд «Гиацинт» обеспечивает экспериментальную базу для решения широкого круга задач по развитию ядерных энергетических технологий как фундаментального, так и прикладного характера:

- фундаментальные исследования по физике ядерных реакторов и радиационной защите, критичности делящихся материалов и ядерной безопасности;

- прикладные исследования в обеспечении разработки нового поколения ядерных реакторов для энергетических установок и атомных станций различного назначения;

- исследования в обеспечении разработки аппаратно-программных средств контроля и диагностики оборудования реакторных установок на основе анализа технологических шумов;

- испытания изделий радиоэлектронной техники на стойкость к воздействию гамма- и нейтронного излучений;

- обеспечение учебно-методической экспериментальной базы для подготовки специалистов в области ядерной энергетики и использования ионизирующих излучений;

- развитие взаимовыгодного научно-технического сотрудничества с ядерными центрами зарубежных стран.

Критический стенд создан с применением современного технологического оборудования и новейшей измерительной аппаратуры, большая часть которых разработана специально для этого стенда.

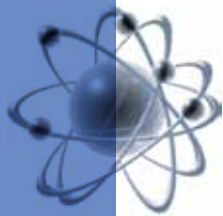
При проведении экспериментальных исследований на критических сборках используется система сбора, обработки и хранения экспериментальных данных, состоящая из персональных компьютеров, объединенных в локальную сеть, подсистем предварительной обработки сигналов и сбора данных КАМАК и SCXI и экспериментальных установок.

Гамма-установка УГУ-420

В последние годы в институте активно развивались работы в области радиационных технологий:

- стерилизация изделий медицинской техники и лекарственных препаратов электронными и гамма-пучками;

- модификация полимерных материалов различного назначения с целью придания им



Гамма-установка УГУ–420.
Пультовое управление



Ускоритель электронов УЭЛВ –10-10.
Пультовое управление

новых свойств и физико-химических характеристик;

- обработка продуктов питания для снижения их микробной обсемененности.

Совместно с ОАО «Белмедпрепараты» разработана технология на изделия медицинского назначения – гидрогелевые материалы как новое перевязочное средство для лечения ожогов, ран и пересаженных кожных тканей, язв и обработки пролежней.

Ускоритель электронов УЭЛВ –10-10

Ускоритель электронов УЭЛВ –10-10 предназначен:

- для проведения фундаментальных научных исследований по физике взаимодействия мощных пучков релятивистских электронов и жесткого тормозного излучения с веществом, исследований в области радиационной химии и биологии; дозиметрии больших доз, радиационного материаловедения и создания новых материалов на основе радиационной технологии;

- для исследования, разработки и внедрения процессов на основе радиационной технологии; проведения в полупромышленном

масштабе различных радиационно-технологических процессов, в том числе радиационной стерилизации медицинских изделий, материалов и лекарственного сырья; уменьшения микробной обсемененности различных продуктов питания, специй и пищевых добавок; радиационной модификации полимерных и других материалов и т.д.

«Изотопные технологии»

Совместное белорусско-российское предприятие «Изотопные технологии» создано в 1998 году ведущими белорусскими и российскими научными центрами: Объединенным институтом энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси (г. Минск, Беларусь) и ОАО ГНЦ РФ НИИАР (г. Димитровград, Россия).

«Изотопные технологии» являются основным предприятием в Республике Беларусь, оказывающим полный комплекс услуг в сфере обращения радиоактивных материалов для медицинских, промышленных и научных целей.

На базе предприятия создано производство радиоактивных материалов (РМ) и осуществляется изготовление закрытых источ-



Горячие камеры

ников ионизирующего излучения (ИИИ), для производства которых используется цепочка «горячих камер».

По заказу МАГАТЭ разработана и внедрена радиационная установка АГАТ–МЕТРОЛОГИЯ, которая предназначена для калибровки дозиметрических приборов и облучения различных объектов коллимированными пучками гамма-излучения большой мощности. СЗАО «Изотопные технологии» – основной экспортер-импортер радиоактивных материалов, а также радиационных технологий и услуг в Республике Беларусь. Предприятиям республики оказываются услуги по импорту и таможенному оформлению радиоактивных грузов.

Сегодня СЗАО «Изотопные технологии» – уникальное для Беларуси предприятие, занимающее ведущее положение на рынке производства и поставок радиоизотопной продукции в республике, а по производству источников медицинского назначения для аппаратов контактной лучевой терапии на основе радионуклида ^{60}Co – ведущее положение в мире.

Разное

Существенные результаты достигнуты в создании научно-методической базы стратеги-



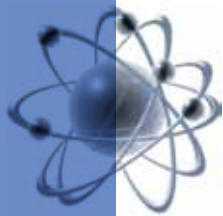
Измерительный комплекс КАНАС-1

ческого планирования ТЭК республики. Имеющиеся в институте программные комплексы позволяют разрабатывать долгосрочные прогнозы оптимального обеспечения потребностей в тепловой и электрической энергии как республики в целом, так и отдельных регионов и городов, решать задачу введения в энергосистему атомной станции.

В институте разработан новый метод определения токсинов и канцерогенов, содержащихся в виде примесей в атмосфере, почвах, питьевой воде, продуктах питания, тканях организма. Метод защищен патентами Республики Беларусь, России и Украины. На его основе разработан и изготовлен РУП «Нуклон» и приборостроительным заводом «Оп-трон» не имеющий аналогов измерительный комплекс КАНАС-1. Предполагается серийное производство прибора не только в республике, но и в странах СНГ.

Ведутся разработки новых композиционных, антифрикционных, реагентных материалов, представляющих большую ценность для промышленности республики.

Созданы Национальный эталон количества теплоты и расхода воды, установка для электролитно-плазменной обработки металлических изделий.



Физическая защита

Существующая в институте система физической защиты, учета и контроля ядерных материалов создана в 1996–1997 годах странами-донорами Швецией, США и Японией и в настоящее время модернизируется.

В 2004–2005 годах смонтирована (за счет средств Республики Беларусь и при технической помощи США) система безопасности объектов с мощными радионуклидными источниками ионизирующего излучения, направленная на уменьшение радиозоологической угрозы для Республики Беларусь.

Подготовка кадров для ядерной энергетики Республики Беларусь

В рамках государственной программы подготовки кадров для ядерной энергетики Республики Беларусь в ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси создан учебный класс, имеющий в составе 16 рабочих мест, оборудованных компьютерами, и аналитический тренажер реакторного блока АЭС с реактором ВВЭР. Оборудование данного центра может быть

использовано для подготовки и повышения квалификации специалистов различной направленности в области атомной энергетики, для проведения экспертизы, для организации различных встреч, семинаров, конференций.

На базе суперкомпьютера «СКИФ» создан суперкомпьютерный центр для моделирования с целью решения задач научного сопровождения развития атомной энергетики Республики Беларусь и создан ГРИД-сегмент ОИПИ – ОИЭЯИ – Сосны-БГУ, который интегрирован в национальные и международные ГРИД-сети.

Международное сотрудничество

В рамках международного сотрудничества в институте проводятся работы по ряду проектов Международного научно-технического центра (МНТЦ), контрактам с МАГАТЭ и ведущими научными центрами Западной Европы и США, а также по договорам о сотрудничестве с институтами Польши, Японии и Германии. Ведутся совместные работы со многими научными центрами России и Украины. В течение ряда лет ученые института проводят экспериментальные исследования в Объединенном институте ядерных исследований (г. Дубна, Россия).

Институт поддерживает давние научные связи с учеными из Австрии, Бельгии, Бразилии, Германии, Испании, Франции, Италии, Венгрии, Швеции, США, России, Польши, Китая, Японии.



Учебный класс по подготовке кадров
в области ядерной энергетики

Словарь терминов

ALARA

Принцип в философии радиологической защиты, при котором доза и риск облучения удерживаются на низком разумно достижимом уровне (As Low As Reasonably Achievable — ALARA) с учетом экономических и социальных факторов.

Активированные вещества

Вещества, которые становятся радиоактивными в результате длительного облучения нейтронным потоком, например в ядерном реакторе или ускорителе.

Активная зона

Центральная часть ядерного реактора, содержащая топливные элементы и любые замедлители.

Альфа-частица

Положительно заряженная частица, выделяющаяся из ядра атома во время радиоактивного распада. Альфа-частицы являются ядрами гелия и содержат 2 протона и 2 нейтрона.

Атом

Частица материи, которую невозможно разрушить химическими средствами. У атомов есть ядро, состоящее из положительно заряженных протонов и незаряженных нейтронов такой же массы. Положительные заряды протонов уравновешиваются некоторым количеством отрицательно заряженных электронов, которые вращаются вокруг ядра.

Беккерель

Единица измерения в системе СИ фактической радиоактивности в материале. Один Бк означает один распад в секунду и, следовательно, активность некоторого количества радиоактивного материала, в среднем равную одному распаду в секунду. (На практике часто используются такие единицы, как ГБк и ТБк.)

Бета-частица

Частица, которая выделяется из атома во время радиоактивного распада. Бета-частицы могут быть как электронами (с отрицательным зарядом), так и позитронами.

Биологическая защита

1. Масса поглощающего материала (например, толстые бетонные стены), расположенная вокруг реактора или радиоактивного материала для уменьшения облучения (особенно нейтронами и гамма-лучами соответственно) до уровня, безопасного для людей.

2. Большое количество поглощающего материала (например, толстые бетонные стены), расположенного вокруг реактора или радиоактивного материала для уменьшения облучения (особенно нейтронами и гамма-лучами соответственно) до уровня, безопасного для людей.

Боросиликатное стекло

Особая форма укрепленного прочного стекла (такое же, как Ругех), которое используется для того, чтобы уменьшить подвижность радиоактивных отходов перед их хранением, а также для производства кухонной посуды и научных стеклянных изделий. Химический состав боросиликатного стекла обеспечивает высокую сопротивляемость повреждениям, нагреванию и химическому воздействию.

Вывод из эксплуатации

Вывод установки из эксплуатации (например, реактора), а также последующие действия по обеспечению безопасного ее хранения, демонтажа и обеспечение неограниченного использования площадки.

Гамма-излучение

Высокоэнергетическое электромагнитное излучение от атомного ядра, фактически идентичное рентгеновским лучам.

Грэй

Единица измерения поглощенной ионизирующей радиации в системе СИ, где 1 грэй (Гр) представляет поглощение одного джоуля энергии на килограмм ткани.

Деление

Расщепление тяжелого ядра на два, сопровождаемое выделением относительно большого количества энергии и обычно одного или двух нейтронов. Этот процесс может быть спонтанным, но обычно происходит из-за поглощения ядром нейтрона, в результате чего ядро становится нестабильным.

Доза

Энергия, поглощаемая тканью от ионизирующей радиации. Один грэй равняется одному джоулю на килограмм, но доза варьируется в зависимости от воздействия различных видов излучения, зиверт — это единица дозового эквивалента, используемая при установлении стандартов облучения.

Замедлитель

Материал, например легкая или тяжелая вода или графит, используемый в реакторе для замедления быстрых нейтронов путем столкновения с более легкими ядрами для того, чтобы способствовать дальнейшему делению.



ЭНЕРГИЯ АТОМА – ЭНЕРГИЯ СОВРЕМЕННОСТИ

Зиверт

Единица, обозначающая биологический вред, причиненный радиацией. Один джоуль бета- или гамма-радиации, поглощенный в килограмме ткани, определяет 1 зиверт биологического воздействия; Дж/кг альфа-радиации соответствует воздействию в 20 зивертов; 1 Дж/кг нейтронов соответствует воздействию в 10 зивертов.

Изотоп

Атомная форма элемента, имеющего определенное число нейтронов. Различные изотопы элемента имеют одинаковое число протонов, но различное количество нейтронов и, таким образом, различную атомную массу, например U-235, U-238. Некоторые изотопы являются нестабильными и распадаются, образуя затем изотопы других элементов.

Ион

Атом, электрически заряженный из-за потери или приобретения электронов.

Ионизирующее излучение

Излучение (в том числе альфа-частицы), способное разрывать химические связи, вызывая таким образом ионизацию материи, через которую оно проходит, и повреждая живую ткань.

Классификация отходов

Специальные категории, установленные для радиоактивных отходов для гарантии того, что произведенные отходы обрабатываются и управляются наиболее подходящим способом, гарантирующим защиту людей и окружающей среды. Общие соображения, принимаемые во внимание при классификации радиоактивных отходов: насколько долго отходы будут оставаться на опасном уровне радиоактивности; какова концентрация радиоактивного материала в отходах и вырабатывают ли они тепло. Основными категориями радиоактивных отходов являются: отходы очень низкого уровня активности (VLLW), отходы низкого уровня активности (LLW), отходы среднего уровня активности (ILW) и отходы высокого уровня активности (HLW).

Кобальт-60

Радиоактивный изотоп, используемый как источник, например при проверке сварных швов, а также при лечении рака.

Коллективная доза

Сумма индивидуальных доз, полученных за определенный период времени определенным числом людей от облучения определенным источником радиации.

Кондиционирование

Процесс, используемый для снижения потенциальной угрозы радиоактивных отходов путем преоб-

разования их в стабильную твердую форму, связывающую отходы и обеспечивающую сдерживание для гарантии того, что отходы могут безопасно обрабатываться во время транспортировки, хранения и окончательного удаления.

Контейнер, или колба

Контейнер, используемый для безопасной транспортировки отработавшего топлива и ядерных отходов высокого уровня активности. Контейнер предназначен для того, чтобы защитить население от случайного распыления радиоактивных материалов и облучения в соответствии с международными правилами.

Космическая радиация

Энергетические частицы, в том числе протоны, которые бомбардируют Землю из открытого космоса.

Критичность

Состояние, в котором способна поддерживаться ядерная цепная реакция.

МКРЗ

Международная комиссия по радиологической защите (МКРЗ) — это независимая группа научных экспертов, предоставляющая консультации и рекомендации по обеспечению защиты и населения, и персонала ядерной отрасли от ионизирующей радиации. Эти рекомендации обычно составляют основу международных, региональных и национальных правил по радиологической защите.

Нейтрон

Незаряженная элементарная частица, находящаяся в ядре каждого атома, за исключением водорода. Одиночные подвижные нейтроны, двигающиеся с разными скоростями, возникают в результате реакций деления. Медленные (тепловые) нейтроны могут, в свою очередь, легко становятся причиной деления ядер «делящихся» изотопов, например, U-235, Pu-239, U-233; а быстрые нейтроны могут вызвать деление ядер «воспроизводящего» изотопа, например U-238. Иногда атомные ядра просто захватывают нейтроны.

Обедненный уран

Уран, содержащий менее 0,7% урана-235 природного урана. Как побочный продукт обогащения в топливном цикле, он обычно содержит 0,25–0,30% урана-235, остальная часть — это уран-238. Он может быть смешан с высокообогащенным ураном (например, из ядерного оружия) для производства ядерного топлива.

Обогащение руды

Процесс, с помощью которого обычно на месте разработки из руды извлекаются минералы. Обычный

процесс обогащения включает в себя измельчение и перемалывание руды и различные химические процессы по отделению урана от отходов, которые называются хвостами. Обогащение выщелачиванием на месте включает в себя химические процессы по отделению урана от раствора.

Обогащенный уран

Уран, в котором соотношение урана -235 (к U-238) увеличено выше природного (0,7%). Уран реакторного качества обычно обогащается приблизительно до 3,5% U-235, а содержание U-235 в оружейном уране составляет более 90%.

Оболочки твэлов

Металлические трубки в активной зоне реактора, содержащие таблетки оксидного топлива.

Оптимизация

Принцип философии радиологической защиты, согласно которому дозы и риски облучения должны удерживаться на самом возможно низком уровне (as low as reasonably achievable — ALARA) с учетом экономических и социальных факторов.

Остеклованные отходы

Отходы высокого уровня активности, заключенные в боросиликатное стекло для связывания радионуклидов в нерастворимой, стабильной матрице, подходящей для захоронения.

Остекловывание

Включение отходов высокого уровня активности в боросиликатное стекло, примерно 14% по массе. Остекловывание предназначено для фиксации радионуклидов в неподвижном состоянии в нерастворимой, стабильной матрице, готовой для захоронения.

Отработанное (отработавшее, облученное) топливо

Сборки топлива, извлеченные из реактора после нескольких лет использования, так как они более не считаются эффективными для производства тепла.

Отходы высокого уровня активности (HLW)

Чрезвычайно радиоактивные продукты деления и трансурановые элементы (обычно отличные от плутония), образующиеся во время эксплуатации реактора и содержащиеся в отработанном топливе. Их можно отделить путем переработки отработанного топлива и остекловать для долговременного хранения, или содержащее их отработанное топливо может считаться высокорadioактивными отходами.

Отходы низкого уровня активности (LLW)

Отходы низкого уровня активности (LLW) — это умеренно радиоактивный материал, обычно уда-

ляемый путем сжигания и захоронения. Они появляются из больниц и промышленности, а также от ядерно-топливного цикла и состоят из бумаги, ветоши, инструментов, одежды и фильтров, которые содержат небольшие количества самой короткоживущей радиоактивности.

Отходы среднего уровня активности (ILW)

Отходы среднего уровня активности (ILW) содержат более высокие концентрации радиоизотопов, чем отходы низкого уровня активности (LLW), и для них может понадобиться экранирование. В основном они производятся ядерной отраслью и содержат смолы, химические осадки и металлическую оболочку топлива, а также некоторые активизированные структурные материалы активной зоны, оставшиеся после вывода реактора из эксплуатации. ILW могут быть коротко- или долгоживущими. В основном короткоживущие отходы захораниваются в приповерхностные хранилища, тогда как долгоживущие отходы (от переработки отработанного топлива) в настоящее время планируются для захоронения глубоко под землей. Медицинский, промышленный и научный сектора также производят небольшие количества долгоживущих ILW в результате использования радиоактивных источников, таких как америций -241 и радий-226.

Период полураспада

Промежуток времени, необходимый для того, чтобы половина атомов определенного радиоактивного изотопа распалась и стала изотопом другого элемента.

Плутоний

Трансурановый элемент, образующийся в ядерном реакторе при захвате нейтронов. Он имеет несколько изотопов, некоторые из которых способны к делению, а некоторые подвергаются спонтанному делению, выпуская нейтроны. Оружейный плутоний производится в специальных реакторах, чтобы получить >90% Pu-239, реакторный содержит около 30% неделящихся изотопов. Примерно одна треть энергии реактора на легкой воде приходит от деления Pu-239, и это основной ценный изотоп, который можно восстановить при переработке отработанного топлива.

Природный уран

Уран содержанием изотопов, как обнаружено в природе, содержащий 99,3% U-238, 0,7% U-235 и небольшое количество U-234. Природный уран можно использовать как топливо в реакторах с тяжелой водой в качестве замедлителя.



Продукт распада

Атомное ядро, стабильное или радиоактивное, получаемое в процессе радиоактивного распада нестабильного ядра. Иногда его называют дочерним ядром.

Продукты деления

Дочерние ядра, получающиеся либо в результате деления тяжелых элементов, таких как уран, либо в результате распада первичных дочерних ядер. Обычно высокорadioактивны.

Производство топлива

Производство реакторного топлива, обычно в форме керамических таблеток, заключенных в металлические трубки, которые впоследствии собираются в топливные сборки.

Протон

Положительно заряженная частица, находящаяся в ядре каждого атома.

Радиация

Выделение и распространение энергии при помощи электромагнитных волн или частиц (сравни ионизирующая радиация).

Радий

Продукт радиоактивного распада урана, часто обнаруживаемый в урановой руде. Он имеет несколько радиоактивных изотопов. Радий-226 при распаде образует радон-222.

Радиоактивность

Самопроизвольный распад нестабильного атомного ядра, при котором выделяется излучение.

Радиоактивные отходы

Радиоактивные материалы, вырабатываемые рядом промышленных секторов, использующих радиоизотопы, например ядерной отраслью, медицинским сектором и другими промышленными секторами, которые уже нельзя использовать и которые требуют соответствующего хранения и захоронения.

Радиоактивный распад

Самопроизвольное преобразование ядра, при котором выделяются частицы или гамма-излучение, или же выделяется рентгеновское излучение после захвата орбитального электрона, или же происходит самопроизвольное деление ядра.

Распад

Распад атомных ядер, приводящий к выделению альфа- или бета-частиц (обычно сопровождаемого гамма-излучением). Кроме того, экспоненциально уменьшается радиоактивность материала по мере

того, как происходят распады ядер и образуются более стабильные ядра.

Теплоноситель

Жидкость или газ, используемый для передачи тепла из активной зоны реактора на парогенераторы или непосредственно на турбины.

Топливная сборка

Структурированный набор топливных стержней или элементов, элемент топлива в реакторе.

Трансмутация

Преобразование атомов одного элемента в атомы другого путем нейтронной бомбардировки, вызывающей захват нейтронов.

Трансурановый элемент

Очень тяжелый элемент, образованный искусственным путем при захвате нейтронов и, возможно, с последующим бета-распадом. Имеет более высокий атомный номер, чем уран (92). Все трансурановые элементы радиоактивны. Наиболее известные трансурановые элементы – нептуний, плутоний, америций и кюрий.

Управляющие стержни

Устройства, поглощающие нейтроны так, что цепную реакцию в реакторе можно замедлить или остановить, опуская стержни, или ускорить при их подъеме.

Уран (U)

Самый тяжелый природный элемент (атомный номер 92). Является металлом средней радиоактивности, имеет два делящихся изотопа (U-235 и U-233) и два изотопа (U-238 и U-234), которые могут использоваться в качестве атомного сырья. Уран является основным топливом в ядерной энергетике.

Фоновое излучение

Природное ионизирующее излучение, которым облучается каждый человек. Оно возникает в земной коре (включая радон) и приходит из космоса.

Хранилище

Постоянное место удаления радиоактивных отходов.

Электрон

Отрицательно заряженная атомная частица.

Ядерное топливо

Делящийся материал, который прошел необходимые процессы изготовления и сформирован таким образом, чтобы его можно было загружать в реактор.

Ядерные отходы

Радиоактивные материалы, вырабатываемые на разных стадиях ядерно-топливного цикла, включая разработку месторождения, обогащение, производство топлива, эксплуатацию реактора, переработку топлива и вывод из эксплуатации реактора, который, как считается, не может в дальнейшем использоваться.

Ядерный реактор

Устройство, в котором происходит цепная реакция ядерного деления при контролируемых таким образом условиях, чтобы можно было использовать выработку тепла или нейтронные пучки. Все коммерческие реакторы являются тепловыми и работают на тепловых нейтронах, используя замедлитель для замедления нейтронов.

Литература

Азимов, А. Миры внутри миров. История открытия и покорения атомной энергии / А. Азимов. — М., 2004.

Атомный век. События, люди, дела / Ред.-сост. А.А. Кузнецов. — Электросталь, 2005.

Баррз, Б. Атомная энергия: Понять будущее / Б. Баррз, П. Боки. — М., 2011.

Бекман, И.Н. Ядерная индустрия: курс лекций / И.Н. Бекман. — М., 2011.

Воронов, Г.С. Штурм термоядерной крепости / Г.С. Воронов. — М., 1982.

Гинзбург, В.Л. О физике и астрофизике / В.Л. Гинзбург. — М., 1985.

Глухих, В.А. Физико-технические основы управляемого термоядерного синтеза: учеб. пособие / В.А. Глухих, В.А. Беляков, А.Б. Минеев. — СПб., 2006.

Копырин, А.А. Технология производства и радиохимической переработки ядерного топлива: учеб. пособие для вузов / А.А. Копырин, А.И. Карелин, В.А. Карелин. — М., 2006.

Кюри, Е. Мария Кюри / Е. Кюри. — М., 1977.

Соколик, Г.А. Основы радиозащиты и безопасной жизнедеятельности: пособие для учителей / Г.А. Соколик [и др.]. — Минск, 2008.

Ядерная и термоядерная энергетика будущего / Под ред. В.А. Чуданова. — М., 1987.

Научно-популярное издание

Кувшинов Вячеслав Иванович
Казазян Ваган Тереникович
Максимович Дмитрий Михайлович

ЭНЕРГИЯ АТОМА – ЭНЕРГИЯ СОВРЕМЕННОСТИ

Редактор *В.Н. Пинчук*
Художественное оформление
и редактирование *В.Г. Павловца*
Технический редактор *С.Л. Печенева*
Корректор *Л.К. Семенова*

Подписано в печать 00.09.2012. Формат 70 × 100^{1/16}. Бумага офсетная.
Гарнитура «Sans». Офсетная печать. Усл. печ. л. 11,05. Уч.-изд. л. 0,00.
Тираж 000 экз. Зак.

Республиканское унитарное предприятие «Издательство «Беларусь».
ЛИ № 02330/0494065 от 03.02.2009.
Пр. Победителей, 11, 220004, Минск.

Открытое акционерное общество «Полиграфкомбинат им. Я. Коласа».
ЛП № 02330/0150496 от 11.03.2009.
Ул. Красная, 23, 220600, Минск.