

СООБЩЕНИЯ
ОБЪЕДИНЕННОГО
ИНСТИТУТА
ЯДЕРНЫХ
ИССЛЕДОВАНИЙ

Дубна

323-00

P1-2000-323

В.И.Субботин*

БУДУЩЕЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ
И ЕСТЬ ЛИ ОНО

*Институт прикладной математики им. М.В.Келдыша РАН, Москва

2000

Разделы науки, не подтвержденные экспериментами (основой достоверности), бесполезны и часто полны заблуждений.

Нужна ли ядерная энергетика? Когда она станет основой электроэнергетики? Сможет ли ядерная энергия проникнуть в другие разделы потребления энергии? Какая ядерная энергетика нужна? Современные энергоисточники: нефть, природный газ, каменный уголь, гидроэнергия, ядерная энергия.

Структура топливно-энергетического баланса Советского Союза в 80-е годы включала электроэнергетику 20–25 %, теплоснабжение 30–40 %, транспорт 15–20 %, промышленность 25–30 %, сельское хозяйство 10–15 %.

Гидроэнергия и ядерная энергия могут быть использованы только через электроэнергетику.

Энергия текущей воды больших рек прямо преобразуется на гидротурбинах гидроэлектростанций в электрическую энергию. Энергия малых рек используется для получения как механической энергии (мельницы), так и для электроэнергии.

Энергия углеводородного топлива:

1. Нефть (легкие продукты), сгорая в кислороде воздуха, используется в виде механической энергии для приведения в движение автомобильного транспорта, авиации, железнодорожных локомотивов, морского и речного транспорта и сельскохозяйственной техники.

2. Нефть (мазут) используется для получения электроэнергии и тепла. Ее легко транспортировать на любые расстояния, используя трубопроводный транспорт и нефтеналивные океанские суда. Нефть — лучший энергоисточник, которым располагает человечество, но запасы его в природе конечны.

3. Уголь, сгорая в кислороде воздуха, используется для выработки электроэнергии для индивидуальных отопительных приборов, для металлургической промышленности.

4. Природный газ используется для выработки электроэнергии и как наиболее экологически чистое топливо широко применяется в быту для приготовления пищи и отопления.

Если электроэнергетика перестанет применять углеводородное топливо и станет использовать только ядерную энергию и гидроэнергетику, то ядерная энергетика будет работать в базисном режиме, а гидроэнергетика — в пиковом в единой энергетической системе страны. Если часть теплоснабжения и потребности промышленности передать электроэнергетике, то ядерная энергетика сможет покрыть 30–35 % потребления энергии от энергоисточников,

а 65–70 % потребляемых энергоисточников все равно придется на углеводородное топливо.

Франция в настоящее время производит 75 % электроэнергии на АЭС, что составляет 20–25 % от потребления всех энергоисточников.

Ядерная энергетика XXI века может стать во всех своих звеньях ядерно и радиационно предельно безопасной. Ядерная энергетика может иметь коэффициент полезного действия не ниже, чем теплоэнергетика. Тепловое засорение окружающей среды на месте выработки энергии будет не больше, чем от теплоэнергетики. Ядерная энергетика, в отличие от теплоэнергетики, не потребляет из атмосферы кислород и не сбрасывает окислы. Запасы урана и тория в природе столь велики, что их хватит на столетия.

Ядерная энергия сегодня может взять на себя электроэнергетику и отопление поселков, примыкающих к атомным электростанциям. Имеется тенденция к увеличению доли электроэнергии в промышленности, транспорте, отоплении и охлаждении жилых и служебных помещений. Однако эта тенденция не безгранична. Люди всегда будут нуждаться в автономных энергоисточниках в виде жидкого топлива. Сокращение расхода жидкого топлива не прогнозируется.

В другие разделы потребления энергоисточников ядерная энергия может войти через энергоаккумулирующие вещества и аккумуляторы электроэнергии. Для получения энергоаккумулирующих веществ необходимо производить большое количество электроэнергии, т.е. создавать атомные электростанции. Высокоорганизованная энергия в виде электричества превращается в топливо, которое затем в автономных агрегатах превращается либо в механическую энергию — движение, либо — в электрическую. Все эти процессы идут с коэффициентом полезного действия меньше единицы. Итоговый коэффициент полезного действия от ядерного источника до потребителя становится совсем малым. На создание углеводородных соединений — нефти и природного газа — природа в свое время затратила энергию. В настоящее время энергоаккумулирующие вещества, равные по калорийности нефтепродуктам, стоят дороже. Надо помнить, что в природе запасы углеводородного топлива конечны, а запасы сырьевого ядерного горючего — природного урана и тория — практически бесконечны. Наступит время и, очевидно, достаточно скоро, когда энергоаккумулирующие энергоисточники станут конкурентоспособными по отношению к природным.

Оригинальных перспективных идей аккумуляции электроэнергии нет, нужны фундаментальные исследования по аккумуляции электроэнергии в аккумуляторах с хорошими весогабаритными характеристиками и высоким коэффициентом полезного действия, а также по наработке огромных масс искусственного синтетического топлива с использованием углерода — каменных углей; водорода — воды, электроэнергии, тепла, а возможно, и реакторного излучения от АЭС.

Попытки получения синтетического топлива в больших масштабах предпринимались в Германии в период Второй мировой войны. Создание электроаккумуляторов велось в течение всего XX века.

Аккумуляция энергии является главным вопросом современной энергетики. Без аккумуляции энергии периодические источники энергии — солнечная радиация, ветер, приливы — не могут быть использованы.

Использование ядерной энергии для опреснения морской воды. Дефицит пресной воды испытывают более 40 стран, особенно страны, расположенные на восточном и юго-восточном побережье Средиземного моря и Персидского залива. По ориентировочным подсчетам на начало XXI века дефицит пресной воды в мире составит $(120-150) \cdot 10^9$ тонн. Среднегодовой расход воды в Волге в районе Волгограда составляет приблизительно $250 \cdot 10^9$ тонн. В США в начале XXI века ожидается потребление $1500 \cdot 10^9$ тонн пресной воды в год.

Пресная вода в места дефицита может подаваться по трубопроводам или каналам от источников пресной воды, буксировкой айсбергов, защищенных от теплового воздействия окружающей среды, по океанам из Антарктики или Арктики к портам назначения, опреснением морской воды с использованием тепловой энергии от энергоисточников или Солнца.

Солесодержание в питьевой воде — 0,8–1,0 г/л ; в реках и озерах — 0,05–1,0 г/л. В озере Байкал сосредоточено $\approx 23 \cdot 10^{12}$ тонн воды, что составляет $\approx 20\%$ мировых запасов пресной воды высшего качества.

Название источника	Солесодержание, г/л
Индийский океан	32,0–37,5
Тихий океан	34,0–36,9
Атлантический океан	35,0–37,9
Средиземное море	до 41,0
Черное море	17,0–20,0
Каспийское море	до 15,0
Азовское море	9,3–12,0
Северный Ледовитый океан	до 35,0
Белое море	10,0–33,0
Финский залив	2,0–4,5
Мертвое море	260,0
Атмосферные осадки	0,01–0,02

Опреснение морской воды снижает концентрацию солей до 1,0 г/л, и затем может быть использована в народном хозяйстве.

Пресная вода применяется для бытовых нужд, в промышленности, сельском хозяйстве. Часть воды в промышленности и энергетике в виде пара уходит в атмосферу. Отчасти вода используется в промышленности после отстоя, глубокого очищения от взвесей, тяжелых металлов, обезвреживания от бактерий и желудочно-кишечных паразитов хлорированием или озонированием, аэрирования, т.е. превращения снова в качественную питьевую воду.

Чтобы не было обмана в качестве очищенной воды, в некоторых странах существует правило: вода из реки забирается ниже по течению реки от потребителя, т.е. после сброса очищенной воды, а сбрасывается выше по течению.

В 1990 г. суммарная производительность опресненных установок мира составляла $\approx 5,0 \cdot 10^6$ тонн опресненной воды в год. При этом сжигался в основном природный газ.

Нефтедобывающие страны Персидского залива используют попутный природный газ, сжигая его в опреснительных установках.

В Советском Союзе на восточном берегу Каспийского моря в 1972 г. был введен в эксплуатацию промышленный ядерный реактор на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением БН-350 тепловой мощностью 10^9 Вт. $0,375 \cdot 10^9$ Вт идет на выработку электроэнергии. При КПД = 40 % вырабатывается 150 МВт электрических. $0,625 \cdot 10^9$ Вт идет на опреснение морской воды. В сутки на опреснение морской воды выделяется $54 \cdot 10^{12}$ Дж тепла. Конденсат смешивается с засоленной артезианской водой, аэрируется и в виде высококачественной питьевой воды направляется потребителю.

Для опреснения одной тонны морской воды по той же технологии потребуются сжечь $5,6 \cdot 10^{-6}$ кг актиноидов.

Используя природный газ при КПД = 80 % для получения одной тонны конденсата, надо сжечь $14,5 \text{ м}^3$ природного газа или 19,0 кг у.т., сжигая другие энергоисточники. Для опреснения 10^9 тонн морской воды потребуется $14,5 \cdot 10^9 \text{ м}^3$ природного газа или $19,0 \cdot 10^6$ т у.т.

При использовании ядерного горячего сжигается $5,6 \cdot 10^3$ кг актиноидов, для этого необходимо шесть ядерных реакторов тепловой мощностью $3 \cdot 10^9$ Вт. Если они всю мощность будут расходовать на опреснение морской воды, то смогут в год опреснить до 10^9 тонн воды.

По ряду оценок для опреснения морской воды выгоднее всего использовать ядерную энергию уже в настоящее время в газоносных районах. Замена газообразного топлива на ядерное везде, где это целесообразно, экономит газообразное топливо и дает возможность использовать углеводородное топливо там, где ядерное топливо использовано быть не может.

При использовании ядерной энергетики для опреснения морской воды должны быть приняты самые жесткие меры предосторожности, чтобы радиоактивные продукты не попали ни в морскую воду, которую будут опреснять, ни в конденсат. Серьезной проблемой является неполное удержание трития.

Опреснительные установки могут быть выполнены практически с любой производительностью, так как источники тепловой энергии — ядерные энергетические установки (ЯЭУ) — могут иметь единичную мощность от нескольких кВт до нескольких ГВт тепловых. ЯЭУ малой мощности могут использоваться для работы без внешнего воздействия: полностью в автономном режиме. Имея опыт создания атомного подводного флота, ЯЭУ и опреснительную установку можно поместить под водой с выводом на землю только трубопровода с опресненной водой.

Население Земли на конец XX века составляло $\sim 6,0 \cdot 10^9$ человек. В конце XX века добавилось $\approx 15 \cdot 10^9$ т у.т. энергоисточников. 20 %, т.е. $\approx 1,2 \cdot 10^9$, людей в развитых странах потребляли $\approx 9,6 \cdot 10^9$ т у.т. или 8 т у.т. на одного человека в год, или 22 кг у.т. в сутки на человека. (Для примера: 1 л бензина — 1,5 кг у.т.; 1 кг дров — 0,3 кг у.т.)

80 %, или $\approx 4,8 \cdot 10^9$, людей в развивающихся странах потребляют $\approx 5,4 \cdot 10^9$ т у.т., или в среднем 1,1 т у.т. на человека в год, или 3,0 кг у.т. в сутки на человека.

У человечества могут быть два пути.

1) Неравенство в потреблении энергоисточников сохраняется на длительное время. Принимать экстренные меры по увеличению производства энергоисточников не нужно.

2) Потребление энергоисточников в развитых странах стабилизируется, в развивающихся странах оно возрастет до 3,0 т у.т. в год или 8,0 кг у.т. в сутки на одного человека. Для этого потребуется увеличить производство энергоисточников на $\approx 9 \cdot 10^9$ т у.т. в год. Необходимо будет производить $\approx 24,0 \cdot 10^9$ т у.т. в год всех энергоисточников. Добыча только углеводородных энергоисточников в таком количестве, очевидно, задача нереальная. Ядерная энергетика должна занять решающее место в производстве электроэнергии. Должно заработать энергосбережение во всех областях потребления энергоисточников.

Если в середине XXI века ядерная энергетика возьмет на себя $\approx 4 \times 10^9$ т у.т. в год, то $\approx 20 \cdot 10^9$ т у.т. в год для углеводородного топлива будут сильны. Что такое $\approx 4 \cdot 10^9$ т у.т. за счет ядерной энергетики? Для этого необходимо к середине XXI века ввести во всем мире в эксплуатацию 2000 ядерных реакторов единичной мощностью 1 ГВт электрических.

В настоящее время наука и техника не готовы к такому развитию безопасной ядерной энергетике. Необходимы крупные научно-исследовательские работы. Широкое использование разных энергоаккумулирующих веществ в народном хозяйстве стран мира даст возможность глубокого проникновения ядерной энергии, превращения ядерной энергии в крупный энергоисточник.

Процесс наработки энергоаккумулирующих веществ должен проходить с минимальной удельной потерей энергии, с тем чтобы не возникала опасность теплового засорения природы.

Теплоэлектростанция на каменном угле

Мощность — 1 ГВт (э), КПД = 40 %.

Коэффициент использования мощности (КИМ) — 0,8.

Тепловая мощность — 2,5 ГВт.

1 год = $3,1558 \cdot 10^7$ с.

1 кВт · ч = $3,6 \cdot 10^6$ Дж.

1 т у.т. = $2,926 \cdot 10^{10}$ Дж.

За 1 год будет получено тепла $2,5 \cdot 10^9 \cdot 0,8 \cdot 3,1558 \cdot 10^7 = 6,3 \cdot 10^{16}$ Дж.

Будет выработано $2,52 \cdot 10^{16}$ Дж (э) или $7,0 \cdot 10^9$ кВт · ч электроэнергии.

Будет сожжено $\approx 2,15 \cdot 10^6$ т у.т.

Если принять во внимание, что топливо состоит только из углерода, то из атмосферы будет изъято $\approx 5,7 \cdot 10^6$ тонн кислорода, а в атмосферу выброшено $\approx 7,9 \cdot 10^6$ тонн двуокиси углерода.

Если высококачественный каменный уголь будет сжигаться с малым содержанием породы ($\sim 5\%$, калорийность каменных углей составляет 0,55–0,95 условного топлива), то через топки котлов пройдет ~ 10 тысяч тонн золы, которую нельзя выбрасывать в атмосферу.

Атомная электростанция на базе ВВЭР-1000

Мощность — 1 ГВт (э), КПД = 33 %.

КИМ — 0,8.

Тепловая мощность — 3,0 ГВт.

За один год будет выделено тепла $3,0 \cdot 10^9 \cdot 0,8 \cdot 3,1558 \cdot 10^7 = 7,57 \times 10^{16}$ Дж (Т).

Будет выработано $2,52 \cdot 10^{16}$ Дж (э) или $7,0 \cdot 10^9$ кВт · ч электроэнергии.

Будет сожжено ≈ 1000 кг актиноидов. Для профилирования поля энерговыделения используют природный уран, обогащенный ^{235}U до концентрации 3,6 или 4,4, или 5,5 %.

Первоначальная загрузка активной зоны обогащенным ураном — 75 тонн UO_2 (66 тонн металлического урана).

Ежегодная выгрузка–загрузка: 30 тонн урана, обогащенного до 4,4 %.

Один ядерный реактор ВВЭР-1000, вырабатывающий в год $7,0 \cdot 10^9$ кВт · ч электроэнергии, может заменить ТЭС на углеводородном топливе мощностью 1 ГВт (э), потребляющей $\approx 2,15 \cdot 10^6$ т у.т.

В настоящее время в России работают следующие атомные электростанции:

1. Балаковская 1985–1993 гг. — 4 блока ВВЭР-1000.

2. Калининская 1984–1986 гг. — 2 ВВЭР-1000.

Третий блок готов на 50 %. Пуск назначен на 2000 год.

3. Кольская 1973–1984 гг. — 4 ВВЭР-440.

4. Нововоронежская 1964 г.
ВВЭР-210 — первый корпусной реактор на АЭС, введен в эксплуатацию в 1964 г., выведен из эксплуатации в 1988 г.
ВВЭР-365 — выведен из эксплуатации в 1990 г.
2 ВВЭР-440 — работают; 1 ВВЭР-1000 — работает.

На четырех АЭС работает 7 блоков ВВЭР-1000 (1 ГВт (э)), 6 блоков ВВЭР-440 (0,44 ГВт (э)).

В 1973 г. был пущен в эксплуатацию первый водографитовый ядерный реактор канального типа РБМК-1000.

5. Курская 1976–1985 гг. — 4 блока РБМК-1000.
6. Ленинградская 1973–1984 гг. — 4 РБМК-1000.
7. Смоленская 1982–1990 гг. — 3 РБМК-1000.

На трех АЭС работают 11 блоков РБМК-1000.

8. Белоярская.

Ядерные реакторы с ядерным перегревом водяного пара:

1964 г. — АМБ-100; 100 МВт электрических, выведен из эксплуатации;

1967 г. — АМБ-200; 200 МВт электрических, выведен из эксплуатации;

В 1980 г. введен в эксплуатацию ядерный реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-600. Единственный в мире стабильно работающий ядерный реактор на быстрых нейтронах большой единичной мощности.

9. Билибинская 1974–1976 гг.

Четыре водографитовых канальных реактора ЭГП-6 мощностью 12 МВт каждый. Вырабатывается электроэнергия и тепло для отопления поселка. Сооружена в зоне вечной мерзлоты. Сброс теплой воды из конденсаторов паровых турбин дает возможность продлить время добычи золота.

Атомные электростанции России вырабатывают 13 % от общей выработки электроэнергии на тепловых и гидравлических станциях страны, что составляет весьма незначительный вклад в топливный баланс страны: ~ 2,6–3,3 %.

Время жизни ядерных энергетических установок не превышает 40 лет. К 2030 г. все ядерные реакторы, сооруженные до 1990 г., надо будет выводить из эксплуатации. Предполагается, что к 2030 г. на АЭС будет вырабатываться 20–30 % электроэнергии в России.

Атомная энергетика должна быть главной составляющей частью электроэнергетики. Реальное проникновение ядерной энергии в другие разделы потребления энергоисточников в ближайшие десятилетия вызывает сомнения. Нет научных идей, для того чтобы ядерная энергетика прямо вошла как энергоисточник в технологические процессы. Для этого нужно, чтобы уровень ядерной и радиационной безопасности был значительно выше не только достигнутого на современных АЭС, но и на АЭС, рассматриваемых в перспективе. Ядерная энергетика в этом случае может стать составной частью технологического процесса.

Россия обладает уникальными запасами нефти, природного газа, каменного угля, гидроэнергией, являющимися традиционными энергоисточниками для людей.

Существует два принципиальных недостатка ядерной энергетики, не устранив которые ядерная энергетика в XXI веке не сможет стать основой электроэнергетики:

1. Радиоактивная опасность. Все энергоисточники после получения от них энергии имеют отходы, как правило, отрицательно действующие на окружающую среду. Наиболее опасными для всего живого являются радиоактивные продукты, возникающие при нейтронных реакциях:

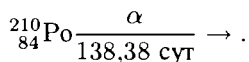
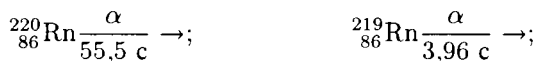
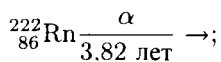
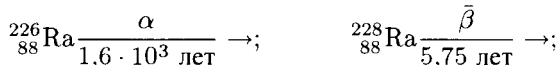
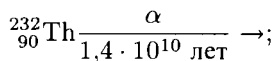
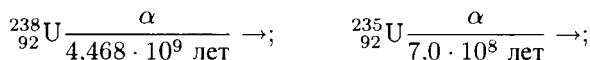
а) радиоактивные изотопы делящихся актиноидов (Pu; Np; Am; Cm) с большими периодами полураспада;

б) продукты деления с массовыми числами 72–110 и 125–158;

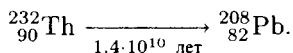
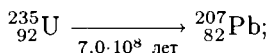
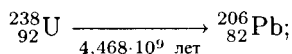
в) наведенная радиоактивность: конструкционные материалы, теплоноситель, замедлитель (если таковой есть), поглотители нейтронов.

2. Реактивные аварии. Цепная ядерная реакция выходит из-под контроля, возникает ядерная вспышка. Теплоноситель не может снять выделенную энергию, происходит разрушение тепловыделяющих элементов.

Радиоактивные элементы, существующие в природе:



Конечный продукт природного распада:



Радиоактивные элементы, возникающие под действием ядерных реакций
 Искусственно полученная радиоактивность возникает всегда, если есть свободные нейтроны.

- 1) Образование радиоактивных изотопов урана: ${}_{92}^{233}\text{U}_{\tau 1/2} = 1.59 \cdot 10^5$ лет и другие более короткоживущие, не встречающиеся в природе.
- 2) В ториевом цикле: ${}_{90}^{229}\text{Th}_{\tau 1/2} = 7,34 \cdot 10^3$ лет; ${}_{90}^{230}\text{Th}_{\tau 1/2} = 7,5 \cdot 10^4$ лет, ${}_{91}^{231}\text{Pa}_{\tau 1/2} = 32760$ лет; ${}_{92}^{232}\text{U}_{\tau 1/2} = 68,9$ лет и другие более короткоживущие, не встречающиеся в природе.
- 3) Актиноиды, отсутствующие в природе:

Плутоний:

$${}_{94}^{239}\text{Pu}_{\tau 1/2} = 2,4 \cdot 10^4 \text{ лет}; \quad {}_{94}^{240}\text{Pu}_{\tau 1/2} = 6537 \text{ лет}; \quad {}_{94}^{241}\text{Pu}_{\tau 1/2} = 14,4 \text{ года};$$

$${}_{94}^{238}\text{Pu} \xrightarrow{\alpha} \text{ } \quad 87,7 \text{ лет}$$

Нептуний (в природе ничтожное количество):

$${}_{93}^{237}\text{Np}_{\tau 1/2} = 2,14 \cdot 10^6 \text{ лет}; \quad {}_{93}^{236}\text{Np}_{\tau 1/2} = 1,15 \cdot 10^5 \text{ лет}.$$

Америций:

$${}_{95}^{241}\text{Am}_{\tau 1/2} = 432,2 \text{ года}; \quad {}_{95}^{243}\text{Am}_{\tau 1/2} = 7380 \text{ лет}.$$

Кюрий:

$${}_{96}^{245}\text{Cm}_{\tau 1/2} = 8,5 \cdot 10^3 \text{ лет}; \quad {}_{96}^{246}\text{Cm}_{\tau 1/2} = 4,73 \cdot 10^3 \text{ лет};$$

$${}_{96}^{242}\text{Cm}_{\tau 1/2} = 163 \text{ суток}; \quad {}_{96}^{244}\text{Cm}_{\tau 1/2} = 18 \text{ лет}.$$

- 4) Образование продуктов деления.

Массовые числа 72–110; 125–158.

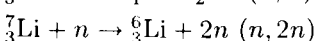
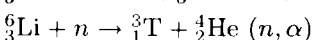
В том числе ${}_{38}^{90}\text{Sr}_{\tau 1/2} = 28,5$ лет; ${}_{55}^{137}\text{Cs}_{\tau 1/2} = 30$ лет.

- 5) Появление наведенной радиоактивности.

А. Теплоноситель

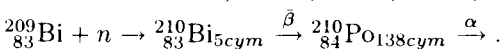
$${}_{11}^{23}\text{Na} \text{ — стаб.}; \quad {}_{11}^{22}\text{Na}_{\tau 1/2} = 2,6 \text{ года}; \quad {}_{11}^{24}\text{Na}_{\tau 1/2} = 15 \text{ ч}.$$

$${}_{3}^6\text{Li} \text{ — } 7,42\%; \quad {}_{3}^7\text{Li} \text{ — } 92,58\%;$$



$${}_{1}^3\text{T}_{\tau 1/2} = 12,34 \text{ лет} \xrightarrow{\beta} {}_{2}^3\text{He};$$

Сплав Pb–Bi 43,5 % Pb; 56,5 % Bi;



Б. Конструкционные материалы

$${}_{40}^{93}\text{Zr}_{\tau 1/2} = 1,53 \cdot 10^6 \text{ лет} (\beta^-); \quad {}_{40}^{95}\text{Zr}_{\tau 1/2} = 64 \text{ сут} (\beta^-);$$

$${}_{40}^{88}\text{Zr}_{\tau 1/2} = 83,4 \text{ сут} (\text{э.з.});$$

$${}_{26}^{55}\text{Fe}_{\tau 1/2} = 2,7 \text{ года} (\text{э.з.}); \quad {}_{26}^{59}\text{Fe}_{\tau 1/2} = 44,5 \text{ сут} (\beta^-);$$

$${}_{28}^{63}\text{Ni}_{\tau 1/2} = 100 \text{ лет} (\beta^+);$$

$${}_{24}^{51}\text{Cr}_{\tau 1/2} = 27,7 \text{ сут};$$

$${}_{13}^{26}\text{Al}_{\tau 1/2} = 7,2 \cdot 10^5 \text{ лет } (\beta^+);$$

$${}_{27}^{60}\text{Co}_{\tau 1/2} = 5,27 \text{ лет } (\bar{\beta}); \quad {}_{26}^{59}\text{Fe} + n \xrightarrow{\bar{\beta}} {}_{27}^{60}\text{Co}.$$

Летучие продукты деления:

$${}_{36}^{85}\text{Kr}_{\tau 1/2} = 10,7 \text{ лет } (\bar{\beta});$$

$${}_{1}^3\text{T}_{\tau 1/2} = 12,34 \text{ года } (\bar{\beta});$$

$${}_{53}^{131}\text{I}_{\tau 1/2} = 8,04 \text{ сут } (\bar{\beta});$$

$${}_{53}^{129}\text{I}_{\tau 1/2} = 1,57 \cdot 10^7 \text{ лет } (\bar{\beta}).$$

В. Замедлитель

$${}_{6}^{12}\text{C} — 98,90 \%; \quad {}_{6}^{13}\text{C} — 1,10 \%;$$

$${}_{6}^{13}\text{C} + n \rightarrow {}_{6}^{14}\text{C}_{\tau 1/2} = 5,73 \cdot 10^3 \text{ лет};$$

$${}_{1}^2\text{D} + n \rightarrow {}_{1}^3\text{T};$$

$${}_{4}^9\text{Be} + n \rightarrow {}_{2}^4\text{He} + {}_{2}^6\text{He};$$

$${}_{2}^6\text{He}_{0,8\text{c}} \xrightarrow{\bar{\beta}} {}_{3}^6\text{Li}.$$

Поглотители нейтронов:

$${}_{5}^{10}\text{B} — 18,7 \%; \quad {}_{5}^{11}\text{B} — 81,3 \%;$$

$${}_{5}^{10}\text{B} + n \rightarrow {}_{2}^4\text{He} + {}_{3}^7\text{Li};$$

$${}_{3}^7\text{Li} + n \rightarrow {}_{3}^6\text{Li} + 2n;$$

$${}_{3}^6\text{Li} + n \rightarrow {}_{2}^4\text{He} + {}_{1}^3\text{T};$$

$${}_{5}^{11}\text{B} + n \rightarrow {}_{2}^4\text{He} + {}_{3}^8\text{Li};$$

$${}_{3}^8\text{Li}_{0,84\text{c}} \xrightarrow{\bar{\beta}} {}_{2}^4\text{He};$$

В качестве ядерного топлива можно использовать химические соединения урана, плутония, тория с кислородом, углеродом или азотом.

Сырьевое ядерное горючее: природный уран, состоящий из ${}_{92}^{238}\text{U}$ — 99,27451%; ${}_{92}^{235}\text{U}$ — 0,720%; ${}_{92}^{234}\text{U}$ — 0,0055%; обедненный природный уран — уран, из которого извлечена основная масса урана-235, или торий.

Обогащение осуществляется делящимся изотопом урана-235 или плутония или урана-233. Все реакторы, работающие на тепловых нейтронах, используют в настоящее время уран-урановое топливо.

Изотоп урана-235 получают из природного урана на обогатительных заводах. В выгружаемом из реактора ядерном топливе присутствуют наработанные в процессе горения топлива изотопы плутония: нептуний, америций и кюрий. Как правило, все легководные реакторы работают в так называемом разомкнутом топливном цикле. Большая масса несгоревшего урана-238, масса несгоревшего урана-235, искусственные актиноиды и прежде всего плуто-

ний-239 повторно не используются. Выгруженное топливо помещается в специальные хранилища до тех пор, пока оно не понадобится большой ядерной энергетике. Это приводит к тому, что в легководных реакторах (основа современной ядерной энергетике) сжигается всего около одного процента от добытого природного урана.

Сегодня, когда в мире еще нет большой ядерной энергетике, экономически целесообразными являются легководные ядерные реакторы с топливом, обогащенным ураном-235. Обогащение топлива реакторов на быстрых нейтронах должно будет осуществляться высокофоновым плутонием.

Для полного сжигания основного изотопа урана-238 нужно использовать ядерные реакторы на быстрых нейтронах. В таких реакторах можно осуществить наработку плутония из урана-238 в количествах, несколько превышающих количество сгоревшего плутония, загруженного на старте. Выгруженное топливо, содержащее много наработанного плутония, должно поступать на радиохимический завод. На заводе топливо будет очищено от продуктов деления. Все изотопы актиноидов должны быть возвращены в виде тепловыделяющих элементов в активную зону ядерного реактора. Такая рециркуляция осуществляется многократно.

Америций и кюрий накапливаются в топливе реакторов на тепловых нейтронах. Накопление их в выгруженном топливе усложняет радиохимическую переработку. Их критическая масса и периоды полураспада значительно меньше, чем у урана и плутония.

Изотопы америция и кюрия могут сжигаться или на специальных реакторах-выжигателях, или в мишенях с утилизацией тепла, используя ускорительную технику, или подмешиваться в допустимых количествах в ядерное топливо реакторов на быстрых нейтронах.

Если бы реакторы смогли справиться с проблемой трансмутации радиоактивных отходов, они были бы предпочтительнее любой другой концепции.

Должны быть минимизированы потери радиоактивных продуктов в цепочке: выгрузка из ядерного реактора топлива — радиохимический завод, где актиноиды отделяются от продуктов деления, — завод по изготовлению высокофонового топлива и загрузка его в тепловыделяющие элементы — загрузка ядерного топлива в ядерный реактор — транспорт радиоактивных продуктов между звеньями замкнутого топливного цикла.

Тепловыделяющие элементы и тепловыделяющие сборки будут изготавливаться из высокофонового ядерного горючего. Должна быть создана роботехника, способная работать в полях радиации.

Актиноиды и продукты деления имеют, как правило, сильно отличающиеся периоды полураспада.

Для ядерной энергетике, работающей в замкнутом топливном цикле, надо решить другую задачу, чем стоявшая перед получением оружейного плутония. При получении оружейного плутония нужно было глубоко очищать его от

продуктов деления. Для ядерной энергетики нужна глубокая очистка продуктов деления от актиноидов, для того чтобы актиноиды не затрудняли обращения с продуктами деления. Наличие небольшого количества продуктов деления для ядерного топлива не критично.

Продукты деления являются α -, β - и γ -излучателями. Излучение вызывает радиолиз химических соединений, находящихся в зоне излучения. Излучение сопровождается выделением энергии в продуктах деления. Периоды полураспада продуктов деления составляют десятки лет, актиноидов, возникающих в процессе ядерных реакций, — сотни и тысячи лет.

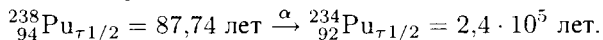
Изменить интенсивность радиоактивного излучения радиоактивных изотопов могут только время и ядерные реакции, т.е. воздействия на ядро радиоактивного изотопа.

Излучение, энерговыделение и длительный период, за который радиоактивные продукты деления актиноидов полностью распадутся, определяют специфику обращения с продуктами деления.

Для того чтобы обезопасить живые организмы и прежде всего людей от смертоносного воздействия радиационного излучения необходимы:

1) Надежная изоляция радиоактивных продуктов (захоронение в Земле; затопление на больших глубинах мирового океана; хранение под наблюдением; ядерные взрывы под землей; сбрасывание в космос).

2) Трансмутация. Под термином «трансмутация» следует понимать ядерные реакции, приводящие к изменению периода полураспада. Захоронение не дает полной уверенности в том, что за счет природных катаклизмов или человеческой деятельности захороненные долгоживущие радиоактивные продукты не смогут вырваться в окружающую природу. При трансмутации может происходить разрушение ядра радиоактивного изотопа; превращение радиоактивного изотопа в более короткоживущий, который за короткое время весь распадется; превращение в долгоживущий, т.е. слабо радиоактивный изотоп. Трансмутация радиоактивных продуктов будет стоить дороже захоронения, но она дает полную гарантию от проникновения радиоактивных продуктов в окружающую среду. Трансмутация ряда изотопов может быть осуществлена, например, с использованием нейтронов с энергией 14 МэВ, возникающих при термоядерной реакции. Очевидно, многие изотопы можно будет трансмутировать, если использовать ускорители ионов. На ускорителях можно получать практически любую энергию элементарных частиц, которые смогут трансмутировать продукты деления. Очень важно трансмутировать $^{137}_{55}\text{Cs}_{\tau_{1/2}} = 30$ лет — аналог калия и $^{90}_{38}\text{Sr}_{\tau_{1/2}} = 28.5$ лет — аналог кальция, опасные для жизни радиоактивные изотопы. Среди радиоактивных изотопов, получаемых в процессе работы реактора, есть изотопы, которые могут найти техническое применение, например:



Чистое α -излучение широко применяется как энергоисточник для кардиостимуляторов. $^{137}_{55}\text{Cs}$ и $^{90}_{38}\text{Sr}$ могут быть энергоисточниками в малых энергетических установках. Изотопная энергетика $^{193}_{78}\text{Pt}_{\tau_{1/2}=50 \text{ лет}}$ \rightarrow (э.з.) может быть использована как катализатор в химической промышленности.

В каком виде производить захоронение и хранить радиоактивные отходы?

1. В виде жидких растворов сбрасывать в мировой океан, упаковав в нержавеющие бочки.

2. В виде жидких растворов закачивать в линзы с пресной водой.

3. Отверждать радиоактивные продукты и помещать в недоступные участки вглубь Земли. Здесь возможны следующие подходы.

А. Остекловывание. Из-за излучения и тепловыделения радиоактивных продуктов остекловывание не может гарантировать длительную фиксацию радиоактивных продуктов.

Б. Цементирование. Те же недостатки, что и у остекловывания.

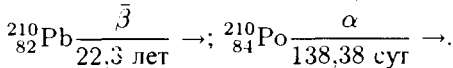
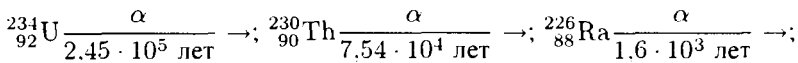
В. Смешивание с синтетикой. Те же недостатки, что и у остекловывания. Во что лучше упаковывать на временное хранение продукты деления зависит от ряда принципиальных факторов. Временная упаковка в стекле, цементе или органике лучше и безопаснее, чем хранение радиоактивных продуктов в водных растворах.

Г. Запаковать в нержавеющую сталь, используя методы порошковой металлургии. Ни излучение, ни тепловыделение не должны разрушать такую систему. Возможно безаварийное длительное хранение. Нержавеющая сталь может быть использована с наведенной активностью (выгруженная из ядерных реакторов). Высокая теплопроводность спрессованных металлических блоков дает возможность делать их любых размеров, удобных для изготовления и транспортировки.

Что делать с металлоконструкциями с наведенной радиоактивностью, элементами конструкции, выведенной из эксплуатации ядерно-энергетической установки: корпус реактора, парогенераторы, теплообменники, насосы, трубопроводы? Что делать с графитом, содержащим $^{14}_6\text{C}_{\tau_{1/2}} = 5730 \text{ лет}$, замедлителем нейтронов, проработавшим в конверторах и канальных водографитовых реакторах типа РБМК?

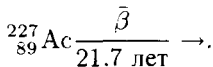
Существует мнение, что радиоактивные отходы следует возвращать в те места, те геологические формации, из которых был извлечен природный уран и природный торий.

Природный уран состоит из трех изотопов: $^{238}_{92}\text{U}$ — 99,27 %; $^{235}_{92}\text{U}$ — 0,72 %; $^{234}_{92}\text{U}$ — 0,006 %. Уран имеет 3-ю группу валентности системы Д.И. Менделеева. Цепочка природного распада $^{238}_{92}\text{U} \xrightarrow[\alpha]{4,468 \cdot 10^9 \text{ лет}}$ \rightarrow состоит из ряда короткоживущих изотопов элементов Периодической таблицы (сутки — секунды) и относительно долгоживущих:



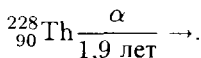
${}_{82}^{206}\text{Pb}$ — конечный продукт природного распада ${}_{92}^{238}\text{U}$.

Природный распад ${}_{92}^{235}\text{U} \xrightarrow{\alpha, 7,0 \cdot 10^8 \text{ лет}}$ включает: ${}_{91}^{231}\text{Pa} \xrightarrow{\alpha, 3,28 \cdot 10^4 \text{ лет}}$;



${}_{82}^{207}\text{Pb}$ — конечный продукт распада ${}_{92}^{238}\text{U}$.

Природный распад ${}_{90}^{232}\text{Th} \xrightarrow{\alpha, 1,4 \cdot 10^{10} \text{ лет}}$ включает: ${}_{88}^{228}\text{Ra} \xrightarrow{\beta, 5,75 \text{ лет}}$;



${}_{82}^{208}\text{Pb}$ — конечный продукт распада ${}_{90}^{232}\text{Th}$.

В топливе, выгружаемом из активной зоны ядерных реакторов, имеются актиноиды — элементы 3-й группы валентности:

$${}_{93}^{237}\text{Np}_{\tau 1/2} = 2,1 \cdot 10^6 \text{ лет}; \quad {}_{94}^{238}\text{Pu}_{\tau 1/2} = 87,7 \text{ лет};$$

$${}_{94}^{239}\text{Pu}_{\tau 1/2} = 2,4 \cdot 10^4 \text{ лет}; \quad {}_{94}^{240}\text{Pu}_{\tau 1/2} = 6,5 \cdot 10^3 \text{ лет}; \quad {}_{94}^{241}\text{Pu}_{\tau 1/2} = 14,4 \text{ лет};$$

$${}_{94}^{242}\text{Pu}_{\tau 1/2} = 3,7 \cdot 10^5 \text{ лет}; \quad {}_{95}^{241}\text{Am}_{\tau 1/2} = 432 \text{ года}; \quad {}_{95}^{242}\text{Am}_{\tau 1/2} = 141 \text{ год};$$

$${}_{95}^{243}\text{Am}_{\tau 1/2} = 7,3 \cdot 10^3 \text{ лет}; \quad {}_{96}^{244}\text{Cm}_{\tau 1/2} = 18 \text{ лет}; \quad {}_{96}^{245}\text{Cm}_{\tau 1/2} = 8,5 \cdot 10^3 \text{ лет};$$

$${}_{96}^{246}\text{Cm}_{\tau 1/2} = 4,7 \cdot 10^3 \text{ лет}; \quad {}_{96}^{247}\text{Cm}_{\tau 1/2} = 1,4 \cdot 10^7 \text{ лет}; \quad {}_{96}^{248}\text{Cm}_{\tau 1/2} = 3,4 \cdot 10^5 \text{ лет}.$$

Продукты деления:

$${}_{14}^{14}\text{C}_{\tau 1/2} = 5,7 \cdot 10^3 \text{ лет (4-я гр.вал.)}; \quad {}_{17}^{36}\text{Cl}_{\tau 1/2} = 3,0 \cdot 10^5 \text{ лет (7-я гр.вал.)};$$

$${}_{53}^{129}\text{I}_{\tau 1/2} = 1,6 \cdot 10^7 \text{ лет (7-я гр.вал.)}; \quad {}_{55}^{135}\text{Cs}_{\tau 1/2} = 20 \cdot 10^6 \text{ лет (1-я гр.вал.)};$$

$${}_{34}^{79}\text{Se}_{\tau 1/2} = 6,5 \cdot 10^4 \text{ лет (6-я гр.вал.)}; \quad {}_{46}^{93}\text{Zr}_{\tau 1/2} = 1,5 \cdot 10^6 \text{ лет (4-я гр.вал.)};$$

$${}_{38}^{90}\text{Sr}_{\tau 1/2} = 28,5 \text{ лет (2-я гр.вал.)}; \quad {}_{50}^{121}\text{Sn}_{\tau 1/2} = 50 \text{ лет (4-я гр.вал.)};$$

$${}_{50}^{126}\text{Sn}_{\tau 1/2} = 10,5 \text{ лет (4-я гр.вал.)}; \quad {}_{55}^{137}\text{Cs}_{\tau 1/2} = 30,17 \text{ лет (1-я гр.вал.)};$$

$${}_{43}^{99}\text{Tc}_{\tau 1/2} = 2,1 \cdot 10^5 \text{ лет (7-я гр.вал.)}; \quad {}_{78}^{193}\text{Pt}_{\tau 1/2} = 50 \text{ лет}.$$

Газообразные радиоактивные изотопы:

$${}_{36}^{85}\text{Kr}_{\tau 1/2} = 10,7 \text{ лет (8-я гр.вал.)};$$

$${}_{1}^3\text{T}_{\tau 1/2} = 12,26 \text{ лет (1-я гр.вал.)}.$$

У радиоактивных отходов ядерной энергетики самая различная валентность, т.е. часть из них может образовывать химические соединения, хорошо растворимые в воде. Радиоактивные соединения, растворенные в грунтовых водах, представляют особую опасность для всего живого. С грунтовыми водами радиоактивность может быть вынесена в ручьи, реки. Идея эквивалентного радиоактивного загрязнения вызывает большие сомнения и не может быть принята без серьезной научной проверки.

Стратегия обращения с радиоактивными продуктами должна быть направлена на то, чтобы радиоактивность находилась под контролем и не могла вырваться в окружающую среду. Глобальная задача — производить меньше отходов. Все радиоактивные продукты, которые можно использовать, должны быть разумно применены. Все, что разумно уничтожить, должно быть уничтожено. Другие минимизированные радиоактивные продукты следует обрабатывать для постоянного геологического захоронения.

Предельно безопасной ядерная энергетика может быть только в том случае, если в принципе исключить разгон цепной ядерной реакции и решить проблему, связанную с накоплением радиоактивных отходов. Надо различать радиоактивное наследие, полученное от военных программ, и радиоактивность, непрерывно образующуюся в энергетических ядерных реакторах при их работе. Радиоактивные отходы военных программ — это плата за незнание и вынужденную поспешность при создании ядерного оружия. Столкнувшись с угрожающими масштабами искусственной радиоактивности, не имея ни достаточных знаний и опыта, ни времени на их приобретение, ядерные державы добились успеха в создании ядерного оружия большой ценой. Созданная радиохимическая переработка облученного топлива была направлена на извлечение $^{239}_{94}\text{Pu}$, содержащего малое количество продуктов деления и других изотопов плутония.

Основополагающий вклад в создание предельно безопасных ядерно-энергетических установок и в уничтожение радиоактивных отходов для большой электроэнергетики XXI века может внести ускорительная наука и техника. В основу идеи электроядерной энергетики с использованием мощных ускорителей заряженных частиц закладывается следующий физический процесс. При бомбардировке мишеней из тяжелых элементов (например, свинца) пучками релятивистских заряженных частиц (в частности, протонов с энергией порядка 1 ГэВ) образуется каскад быстрых нейтронов (до 50 и более нейтронов на каждый протон). Это открывает принципиально новые перспективы как в исключении неконтролируемых ядерных процессов в реакторах деления (т.е. разгона цепной реакции со всеми его катастрофическими последствиями), так и в трансмутации радиоактивных изотопов.

Для практического применения ускорителей для трансмутации должны быть проведены научные исследования, которые позволят решить следующие проблемы:

1) Какая нужна энергия и плотность ионного (протонного) пучка для тех или иных радиоактивных изотопов и насколько реально создание ускорителей требуемой мощности (прежде всего по интенсивности пучков)?

2) Возможна ли трансмутация смеси радиоактивных изотопов или нужно каждый изотоп трансмутировать в своем режиме?

3) Какая нужна очистка от посторонних химических элементов для трансмутации данного изотопа?

4) Энергетический и временной режим трансмутации. Глубина трансмутации.

5) Технология и принципы изготовления мишени из высокоактивных изотопов.

6) Какова будет наведенная радиоактивность в элементах конструкции мишени?

7) Гарантированный съем энергии с твердой мишени, чтобы мишень ни в коем случае не была расплавлена и радиоактивность не попала в окружающую среду.

8) Мишени должны отвечать всем требованиям радиационной безопасности.

9) Пути утилизации энергии, выделяемой в мишенях при трансмутации больших масс продуктов деления.

10) Где выгоднее уничтожить Np , Am , Cm : в активной зоне (АЗ) ядерных реакторов на быстрых нейтронах, или облучая их потоком ионов (протонов)?

Для большой ядерной энергетики с большими массами ядерного топлива, выгружаемого из ядерных реакторов, необходимо свести к минимуму радиоактивные продукты, подлежащие хранению или захоронению. Хранение и захоронение не могут полностью снять вопрос аварийного попадания радиоактивности в окружающую среду. Только трансмутация — уничтожение радиоактивных продуктов — может решить вопрос уничтожения радиоактивных отходов (если не в полном объеме, то хотя бы в подавляющих количествах).

Теперь рассмотрим второй аспект обеспечения предельной безопасности ядерной энергетики. Для того чтобы выделять контролируемую энергию в течение достаточно длительного времени в современных гетерогенных ядерных реакторах, изначально загружается избыток ядерного горючего, которое компенсируется стержнями — поглотителями нейтронов. При нарушении нейтронного баланса ядерный реактор может или заглохнуть, или пойти в разгон.

Для полной гарантии невозможности реактивной аварии в АЗ должно загружаться меньше ядерного горючего, чем требуется для возникновения самоподдерживающейся цепной ядерной реакции. АЗ становится источником энергии только за счет потока нейтронов, получаемого извне от постороннего источника.

Источники нейтронов:

1. Импульсный реактор деления. Предполагается импульсное введение в подкритическую АЗ добавочного количества делящегося материала, которое само также подкритично. Впервые в мире такой исследовательский реактор был создан в Дубне в 60-х годах под руководством Д.И. Блохинцева.

2. Двухзонный ядерный реактор деления. Основная часть АЗ — реактор на тепловых нейтронах — подкритична. Подсветка быстрыми нейтронами

осуществляется от небольшого ядерного реактора на быстрых нейтронах. Все меры реактивной безопасности, включая самогашение при повышении температуры теплоносителя, осуществляются на реакторе на быстрых нейтронах.

3. Подсветка нейтронами, полученными от реакции синтеза на термоядерном реакторе с инерциальным удержанием плазмы. Такой гибридный ядерный реактор, очевидно, наиболее реальный путь к использованию в энергетике энергии синтеза. Накопленный опыт в реакторостроении обеспечивает создание подкритичного ядерного реактора деления.

4. Подсветка нейтронами, полученными от реакции взаимодействия ионного (протонного) пучка с мишенью. Ионный пучок нужной энергии частиц и интенсивности получают на ускорителе заряженных частиц. Ядерно-энергетическая установка с нейтронной подсветкой от ускорителя состоит:

а) из ускорителя заряженных частиц, работающего в энергетическом режиме тысячи часов непрерывной работы с изменением заданной энергии частиц (порядка 1 ГэВ для протонов) в пределах не более 5–10 % и с достаточно высокой интенсивностью пучка (исходя из комплексных задач энергетики и трансмутации плотность протонов должна составлять не менее 10^{13} – 10^{14} протонов \cdot см $^{-2}$ \cdot с $^{-1}$);

б) мишени для преобразования ускоренных частиц в нейтроны;

в) подкритичной активной зоны из делящегося вещества;

г) системы циркуляции теплоносителя, осуществляющей съём энергии в АЗ (в заданных температурных режимах) и отдающей тепло преобразователю энергии.

В ядерно-энергетической установке с нейтронной подсветкой появляются два совершенно новых дополнительных агрегата: ускоритель элементарных частиц и мишень — преобразователь ионного потока в нейтронный. Мировая практика не имеет опыта создания таких ядерно-энергетических установок. В то же время исчезает механическая система управления органами регулирования мощности и аварийной остановки — процесс управляется и контролируется включением и отключением электропитания ускорителя. Должно быть изучено влияние пуска и остановки ускорителя на генерацию нейтронов. Режим работы ускорителя подчиняется сигналам, получаемым от датчиков, управляющих энерговыделением в АЗ и съёмом энергии в АЗ. Пуск и остановка ускорителя, энергия ионного пучка подчинены режиму работы АЗ. Должна быть обеспечена гарантия, что аварийный сигнал гашения цепной ядерной реакции, полученный от датчиков АЗ, будет однозначно выполнен с нужной скоростью. Недопустимо, чтобы АЗ, находящаяся в предаварийном и аварийном состоянии, продолжала получать нейтронную подсветку. Пуск всех звеньев энергетической установки должен быть подчинен строгому регламенту и осуществляться оператором как в ручном, так и в автоматическом режиме под контролем оператора.

Работоспособность конструкционных материалов, применяемых для изготовления ЯЭУ, лимитирует температурный уровень теплоносителя на выходе из АЗ. В современных ЯЭУ существует четкая зависимость между выделяемой в АЗ за счет цепной ядерной реакции энергии и интенсивностью ее съема теплоносителем. Недопустимо превышение заданного уровня выделяемой энергии; уменьшение расхода теплоносителя и повышение его температуры на входе в АЗ при зафиксированной мощности.

В обычных ЯЭУ механическое перемещение в АЗ органов регулирования обеспечивает заданное энерговыделение. Насосы осуществляют циркуляцию теплоносителя, обеспечивают на заданном температурном уровне съем энергии в АЗ и передачу тепла преобразователям энергии. В ЯЭУ с нейтронной подсветкой циркуляция теплоносителя остается такой же, как и в ныне существующих ЯЭУ. На протяжении всей работы, при изменении изотопного состава ядерного топлива, АЗ должна быть подкритичной. Гарантированная подкритичность и невозможность несанкционированного увеличения энергии, подаваемой нейтронным потоком в АЗ, создают условие невозможности возникновения самой тяжелой аварии — реактивной.

Мощность ЯЭУ с нейтронной подсветкой регулируется нейтронной подсветкой, поступающей от мишени. В такой установке нет необходимости иметь в АЗ стержни-поглотители нейтронов для регулирования мощности и аварийной остановки, хотя из-за отсутствия опыта на первых образцах таких ЯЭУ на всякий случай можно предусмотреть аварийные стержни гашения цепной ядерной реакции с механическим приводом. Управление цепной ядерной реакцией не механическим перемещением стержней-поглотителей, а электрической схемой дает возможность увеличить быстродействие, что очень важно при аварийном разгоне реактора. Электронное управление ядерным реактором снимает вопросы возможного нарушения геометрии стержней и их заклинивания, а также несанкционированный вывод стержней-поглотителей из АЗ. Вместе с тем ЯЭУ с нейтронной подсветкой становится более сложной по сравнению с традиционными ЯЭУ.

Ни при каких обстоятельствах ускоритель не должен выделить больше энергии, чем это предусмотрено регламентом. Ускоритель не должен продолжать выдавать энергию, если в АЗ аварийно нарушен расход теплоносителя или температурный режим. Ускоритель элементарных частиц должен плавно, с заданной скоростью осуществить набор мощности ЯЭУ или плавную остановку. В зависимости от спектра нейтронов радиоактивность может уменьшаться или увеличиваться. Подсветка должна отслеживать изменение реактивности. При всех режимах выработки энергии цепная реакция не должна ни заглохнуть, ни пойти в разгон. В подкритичной АЗ запас подкритичности должен быть оптимизирован во времени.

Ионный ускоритель и мишень, входящие в ЯЭУ, повышают безопасность ЯЭУ. Стоимость кВт установленной мощности и стоимость кВт/ч электро-

энергии, конечно, повысятся по сравнению с ныне существующими ЯЭУ. Работа ускорителя потребует увеличения затрат электроэнергии на собственные нужды. Чем больше будет подкритичность, тем больше придется тратить электроэнергию — более дорогой энергии, чем тепловая.

Мишень — это, по сути, малая по мощности, всегда подкритичная энергетическая установка со всеми требованиями по ядерной и радиационной безопасности. Мишень должна иметь съём энергии. Тепло, снимаемое с мишени, необходимо утилизировать. В процессе работы мишень становится высококордиоактивной. Необходимо решить вопрос: что делать с отработанными мишенями? Необходимо оптимизировать энергию нейтронов, получаемых в мишени. Авария на мишени не должна приводить к радиоактивным выбросам, а должна гасить цепную ядерную реакцию в подкритической АЗ. Ускоритель и мишень — два элемента, никогда ранее не использовавшиеся в ядерной энергетике.

Ускорители как экспериментальные установки широко применяются в физических институтах для научных исследований и с самого начала изучения ядерной энергии и физики ядра внесли основополагающий вклад:

1. Первые микрограммы нового химического элемента, отсутствующего в природе, — плутония, — ставшего основой ядерного оружия и ядерной энергетики, были получены из $^{238}_{92}\text{U}$ с помощью ускорителя заряженных частиц.

2. С помощью ускорителей изучаются ядерно-физические константы элементов, находящихся в зоне цепной ядерной реакции.

3. Ускорители производят изотопы, нужные для науки, медицины, техники.

Для энергетики нужны ускорители, непрерывно работающие в режимах ядерной энергетики и обеспечивающие заданные параметры — энергию заряженных частиц и их плотность — на выходе из ускорителя.

Главный смысл создания ядерно-энергетической установки с нейтронной подсветкой — полностью исключить самые опасные в современной ядерной энергетике реактивностные аварии, которые по тяжести не идут ни в какое сравнение с самыми тяжелыми авариями в теплоэнергетике.

Возможность создания совершенной установки определяется (в приоритетном порядке) наукой, техникой, экономикой. Наука должна ответить на вопрос: не противоречат ли идеи, заложенные в проект, научно-физическим основам? Техника отвечает на вопрос: как конструктивно и технологично сделать данную установку с получением тех параметров, которые разрешила наука? Экономика: нужна ли создаваемая установка сегодня и в ближайшее время? Экономика должна обеспечивать развитие науки.

Низкие цены на углеводородное топливо в настоящее время — явление временное. Когда начнут работать АЭС с нейтронной подсветкой, цены на углеводородное топливо будут значительно выше.

Если будут созданы ускорители нужных параметров, способные работать в энергетическом режиме, то они смогут решить три очень важных вопроса:

1) Нейтронная подсветка всегда подкритичной АЗ.

В таком реакторе при фиксированной мощности нет избыточного количества нейтронов, которые надо удалять из цепной ядерной реакции. Управление цепной ядерной реакцией осуществляется не перемещением стержней, поглощающих избыточные нейтроны, а потоком нейтронной подсветки всегда подкритичной АЗ. Управление осуществляется электрической схемой, значительно менее инерционной и более надежной.

2) Сжигание продуктов деления, используя ускорительную технику.

Это может свести к минимуму количество радиоактивных отходов во всеми их проблемами. Ядерная энергетика с минимальным количеством радиоактивных отходов оказывает принципиально другое воздействие на окружающую среду.

3) Один из путей к освоению управляемой термоядерной энергии лежит через обжатие (D + T)-мишени пучком ионов. В 1980–1990 гг. в России и за рубежом научно-исследовательские работы по использованию лазерных лучей, обжимающих мишень из (D + T) для инициирования термоядерного синтеза, проводились не в очень большом объеме. Из-за отсутствия финансирования и организационной неразберихи в стране работы по созданию пилотной гибридной энергетической установки были прекращены.

Идея инерционного удержания термоядерной плазмы может быть осуществлена с помощью использования для обжатия мишени пучка ионов нужной энергии и плотности, получаемого на ускорителе заряженных частиц. Пучок ионов может быть как протонным, так и из более тяжелых ионов. Это дает возможность оптимизировать процесс сжатия плазмы и ее удержания.

Признать, что ядерную энергетику можно сделать более безопасной, а в будущем — более экономически целесообразной, тем организациям и людям, которые много сделали для ныне существующей энергетики, очень непросто. Надо в XXI веке создать другую ядерную электроэнергетику, учитывающую все плюсы и минусы ныне существующей; создать новую ядерную энергетику, базирующуюся на других научных, технологических, инженерных и конструкторских принципах. Создание предельно безопасной ядерной энергетики должно стать национальной задачей.

Основные научные принципы безопасной ядерной энергетики:

1. Деление актиноидов осуществляется быстрыми нейтронами.

2. Активная зона всегда гарантировано подкритична. Слишком глубокая подкритичность понижает КПД ядерно-энергетической установки, так как придется тратить больше электроэнергии на ускоритель. Слишком малая подкритичность недопустима в принципе, так как возможно возникновение неконтролируемой цепной ядерной реакции.

3. Нейтронная подсветка активной зоны осуществляется от постороннего источника. Необходима оптимизация энергии нейтронов подсветки.

4. Мощность ядерного реактора изменяется не перемещением стержней поглотителей нейтронов, а изменением энергии нейтронного потока подсветки.

5. Энергия подсветки меняется с изменением подкритичности активной зоны в процессе эксплуатации.

6. Нейтронная подсветка однозначно реагирует на температуру и расход теплоносителя.

7. Аварийное уменьшение расхода теплоносителя и рост температуры теплоносителя должны приводить к аварийному отключению нейтронной подсветки.

8. Аварийная остановка осуществляется не введением с конечной скоростью аварийных стержней поглотителей, а прекращением нейтронной подсветки.

9. Аварии в системе нейтронной подсветки не должны приводить к аварии ядерно-энергетической установки. В принципе недопустимо неконтролируемое увеличение нейтронной подсветки от заданной режимом эксплуатации энергетической установки.

10. Для съема энергии используется жидкометаллический теплоноситель. Ядерно-энергетический реактор на быстрых нейтронах может иметь только жидкометаллическое охлаждение. Жидкие металлы имеют высокую температуру кипения при низких давлениях. Гелиевый теплоноситель, лучший теплоноситель по ядерно-физическим критериям, пригоден как теплоноситель только при высоких давлениях. При потере гелиевого теплоносителя из реактора ядерное топливо будет разрушено за счет накопленного тепла теплоемкостью топлива в режиме нормальной работы реактора и остаточного тепловыделения в ядерном топливе.

11. Используются баковая компоновка ядерного реактора и трехконтурная схема передачи тепла от активной зоны к преобразователю энергии. В баке находится достаточная масса теплоносителя для аварийного расхолаживания.

12. Возможно использование тепловых труб на цезии ($t_{\text{кип}} = 670^\circ\text{C}$) для аварийного расхолаживания. В режиме нормальной эксплуатации тепловые трубы не сбрасывают тепло. При достижении 700°C они начинают интенсивно работать.

13. Ядерное топливо должно быть обогащено высокофоновым плутонием.

14. Осуществляется оптимизация сжигания Np, Am, Cm, используя быстрые нейтроны активной зоны или ускорительную технику.

15. Производится трансмутация максимального количества продуктов деления.

16. Осуществляется замкнутый топливный цикл.

17. Обеспечивается максимальное сокращение потерь радиоактивных продуктов в замкнутом топливном цикле.

18. Осуществляется многократное использование жидкометаллического теплоносителя в ядерно-энергетических установках следующего поколения.

19. Прорабатывается многократное использование конструкционных материалов с высокой наведенной радиоактивностью в металлоконструкциях активной зоны ядерных реакторов.

20. Обеспечивается самозащищенность системы управления ядерно-энергетической установки от команд, противоречащих логике управления.

В будущем возможны такие ядерно-энергетические установки с нейтронной подсветкой, когда ионные пучки будут направлены прямо в активную зону, если она охлаждается эвтектикой свинец–висмут. Исчезнет необходимость в мишени. Если от ускорителя имеются несколько ионных пучков разной мощности, то можно будет профилировать энерговыделение в активной зоне.

Противники ядерной энергетики видят в ней только отрицательное и ходят до требования отказаться от атомной электроэнергетики, закрыть все работающие АЭС. Закрытие всей ядерной энергетики во всех странах невозможно. Необходимо охранять и наблюдать за выгруженным ядерным топливом, так как ядерная и радиационная опасность в выгруженном топливе не исчезает длительное время. В этом отрицательная специфика ядерной энергии. Сохраняются большие материальные затраты: энергия не вырабатывается — отсутствуют прибыли. Возникнет энергетический и финансовый кризис во всех странах, имеющих в настоящее время атомные электростанции.

Создание сверхмощного ядерного оружия послужило основой ядерной энергетики.

1) Конверторы для получения из урана-238 кондиционного плутония-239 стали основой ядерно-энергетических установок канального типа с графитовым замедлителем. Кипящая легкая вода как теплоноситель в реакторах Советского Союза; двуокись углерода в реакторах Англии.

2) Радиохимия, созданная для выделения из выгруженного из конверторов ядерного горючего плутония, стала основой для радиохимической переработки в замкнутом топливном цикле.

Типы плутония (американский стандарт):

сверхчистый ${}^{239}_{94}\text{Pu}$ — 2–3 % примеси ${}^{240}_{94}\text{Pu}$;

оружейный — меньше 7 % ${}^{240}_{94}\text{Pu}$;

топливный — 7–19 % ${}^{240}_{94}\text{Pu}$;

реакторный — 19 % и более ${}^{240}_{94}\text{Pu}$.

${}^{240}_{94}\text{Pu}$ $\tau_{1/2}=6537$ лет $\xrightarrow{\alpha}$ спонтанно делится с выделением n , энергия распада 5,255 МэВ. Если количество ${}^{240}_{94}\text{Pu}$ велико, то размножение нейтронов начнется раньше, произойдет разброс критмассы, большая часть ядерной

взрывчатки не успеет разделиться, энергия, выделенная при взрыве, уменьшится. Чтобы ${}^{240}_{94}\text{Pu}$ в ${}^{239}_{94}\text{Pu}$ было меньше, бомбовый плутоний получают в конверторах при выгорании меньше 2 МВт·сут/кг (0,216 %). В 1962 г. в США была изготовлена и взорвана бомба с реакторным плутонием. Все типы плутония могут быть использованы в радиологической войне с применением оружия, рассеивающего радиоактивные вещества без ядерного взрыва. Особо опасно попадание плутония в легкие.

3) Извлечение урана-235 из природного урана для ядерного оружия. Обогащение природного урана, в котором урана-235 0,72 %, до содержания урана-235 в количестве 3,6; 4,4; 5,5 % дает возможность создать энергетический корпусный водородяной ядерный реактор. Изотоп урана-235 обладает уникальными свойствами среди встречающихся в природе изотопов. В результате поглощения одного нейтрона малых энергий ядро делится с испусканием в среднем 2,5 нейтронов.

4) Создание ядерно-энергетической установки для атомной подводной лодки на базе корпусного водородяного реактора положило основу всей современной ядерной энергетики.

Терроризм и локальные военные действия в конце XX столетия создали огромную опасность для стран, владеющих ядерной энергетикой. Разрушения АЭС, радиохимических заводов, хранилищ отработанных тепловыделяющих элементов и радиохимических отходов могут занять большие территории, пораженные радиоактивностью. Все эти объекты нуждаются в специальной охране и защите.

Большая ядерная энергетика будет состоять в основном из реакторов на быстрых нейтронах. Водородяные реакторы должны будут планомерно замещаться на реакторы на быстрых нейтронах. В чем смысл реакторов на быстрых нейтронах? В реакторах на быстрых нейтронах за счет потока нейтронов высших энергий (от цепной ядерной реакции) осуществляется захват ядрами урана-238 нейтрона с последующими ядерными превращениями, приводящими к созданию прекрасного ядерного горючего плутония-239. Плутоний делится нейтронами. При делении из ядра плутония высвобождается более чем два нейтрона. Создается условие цепной ядерной реакции. В активной зоне ядерного реактора, чтобы не произошел разгон цепной ядерной реакции, избыток нейтронов в больших активных зонах поглощается органами регулирования мощности; в малых активных зонах может сбрасываться с периферии активной зоны за ее пределы.

Первоначальная загрузка активной зоны реактора-бридера должна состоять из природного урана, обогащенного плутонием. В процессе деления актиноидов в ядерном топливе из урана-238 образуется плутоний-239, количество которого может быть не меньше, чем его было загружено при старте. Реактор на быстрых нейтронах позволяет сжигать уран-238, а не уран-235. В водородяных реакторах можно сжечь не более 1 % от добытого природного урана.

В реакторах на быстрых нейтронах — практически весь природный уран. Однако для того чтобы сжигать основной изотоп урана-238, надо иметь так называемый замкнутый топливный цикл, т.е. выгруженное ядерное топливо должно поступать на радиохимическую переработку. Актиноиды освобождаются от продуктов деления — интенсивных поглотителей нейтронов — и обогащаются по делящимся изотопам, идут на производство тепловыделяющих элементов и снова направляются в активную зону ядерного реактора. Тепловыделяющие элементы с высокофоновым топливом высокорadioактивны и требуют специальной робототехники при изготовлении, транспорте на АЭС и загрузке в активную зону. Реакторы на быстрых нейтронах — это следующий этап развития ядерной энергетики.

Первый в мире экспериментальный реактор на быстрых нейтронах с плутониевым топливом и ртутным теплоносителем с тепловой мощностью 25 кВт был сооружен в США в 1946 г. В 1956 г. в Советском Союзе был создан первый реактор на быстрых нейтронах с ртутным теплоносителем с тепловой мощностью 100 кВт. В США, по ряду причин, научно-исследовательские работы не продолжались, реакторы на быстрых нейтронах не были сооружены. Одна из видимых причин — отсутствие в США ученого, целиком посвятившего себя тематике быстрых реакторов. В Советском Союзе таким энтузиастом был академик А.И. Лейпунский. Тематика быстрых реакторов нашла реальное воплощение.

В 1959 г. в Советском Союзе вступил в строй исследовательский реактор БР-5 на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Тепловая мощность — 5000 кВт; температура натрия на выходе из активной зоны — 500 °С; максимальный поток нейтронов $\sim 10^{15}$ — $4,8 \cdot 10^{15}$ нейтронов/см²·с. После реконструкции была поднята мощность и он стал называться БР-10. Главная задача исследовательских работ на реакторе — испытание ядерного топлива. В 1959–1964 гг. — топливо PuO₂; в 1965–1972 гг. — топливо UC. Было также испытано нитридное топливо.

В Советском Союзе в 1969 г. был сооружен исследовательский реактор БОР-60 с тепловой мощностью 60 МВт, электрической — 12 МВт, средний поток нейтронов — $2 \cdot 10^{15}$ нейтронов/см²·с. В 1973 г. — энергетический пуск БН-350: 150 МВт электрической мощности и $54 \cdot 10^{12}$ Дж/сут тепла для опреснения морской воды. В 1981 г. — энергетический пуск БН-600 — промышленный реактор — реактор с натриевым теплоносителем, 3-контурной баковой компоновки. Реактор БН-600 оказался наиболее удачным быстрым энергетическим реактором среди всех существующих в мире.

В Советском Союзе были проведены крупные научно-исследовательские работы по ядерно-физическому обоснованию бридеров. Выполнен комплекс работ с натриевым теплоносителем, ядерным топливом (диоксиды, нитриды, карбиды урана и плутония), конструкционными материалами.

Энергия, выделяемая при реакциях деления, может изменяться в самых широких пределах. Нет ограничений по максимальной тепловой мощности за счет ядерных процессов. Тепловая мощность, приходящаяся на единицу массы ядерного топлива, лимитируется возможностью съема тепла теплоносителем. Определяющей является максимально допустимая температура топлива при приемлемой для производства электроэнергии температуре теплоносителя на выходе из активной зоны реактора.

Теплоноситель — движущаяся среда, применяемая для передачи тепла от более нагретого тела к менее нагретому; единственный элемент ядерного реактора, который постоянно присутствует как внутри активной зоны, так и вне ее. На выбор теплоносителя существенно влияют параметры, при которых предполагается осуществление энергетического цикла. Теплоноситель, являющийся вполне удовлетворительным при одних параметрах, оказывается совершенно непригодным при более высоких параметрах. Реакторное излучение не должно изменять его теплофизические и физико-химические свойства. Теплоноситель не должен поглощать нейтроны. Желательно, чтобы теплоноситель в полях радиации не образовывал радиоактивные долгоживущие изотопы.

Теплоноситель для реактора на быстрых нейтронах не должен замедлять нейтроны, и быть подвержен пиролизу. Он должен иметь высокую температуру кипения, большую теплоту парообразования, низкую температуру плавления, низкую химическую активность, минимально воздействовать на реальные конструкционные материалы, быть совместимым с ядерным топливом, с рабочим телом, а также достаточно легко очищаем от неметаллических и металлических примесей. Конструкционные материалы, из которых сделаны чехлы тепловыделяющих элементов, могут работать в активной зоне без разрушения заданное время только в том случае, если температура теплоносителя, даже в части активной зоны, не превышает допустимую.

На начальной стадии создания бридеров в качестве теплоносителей рассматривались натрий-калий, натрий, литий-7 и гелий. Свинец и эвтектика свинец-висмут в то время не рассматривались как теплоносители для большой ядерной энергетики, так как уступали по теплофизическим характеристикам щелочным металлам. Ртуть использовалась как теплоноситель только в первых лабораторных ядерно-энергетических установках. Поведение теплоносителя при авариях не изучалось. Сравнение положительных и отрицательных свойств возможных теплоносителей реакторов на быстрых нейтронах не проводилось.

Гелиевый теплоноситель. По своим ядерно-физическим характеристикам гелий под давлением не менее 100 атм может быть теплоносителем для реакторов на быстрых нейтронах и гелий-графитовом реакторе на тепловых нейтронах. Предельно возможный коэффициент воспроизводства, равный 2,6, можно получить в реакторе на быстрых нейтронах с гелиевым тепло-

носителем на уран–плутониевом топливе при непрерывном удалении продуктов деления, обеспечив минимальную потерю нейтронов с периферии за счет большой активной зоны. Гелий не активизируется в полях реакторного излучения. Радиоактивное загрязнение гелия возможно за счет продуктов деления из негерметичных тепловыделяющих элементов и аэрозолей из конструкционных материалов с наведенной радиоактивностью. Из-за химической инертности гелия нет проблем взаимодействия с ядерным топливом, продуктами деления, конструкционными материалами и с водой-рабочим телом энергетической установки. Гелий не вступает в реакцию с воздухом. Можно сделать одноконтурную ядерно-энергетическую установку, где гелий, нагретый в реакторе до температур свыше 600 °С, будет сбрасывать энергию в газовой турбине. Главным определяющим недостатком гелиевого теплоносителя является необходимость иметь высокое давление. Разгерметизация гелиевого контура в любом месте приведет к полной потере всего теплоносителя. Собрать и снова вернуть его в контур под давлением невозможно.

В реакторе на быстрых нейтронах за счет остаточного энерговыделения и тепла, накопленного топливом в режиме нормальной работы, расплавится даже заглушенная зона. Активная зона бридеров имеет высокое обогащение по делящимся изотопам. Расплавление значительной части активной зоны может привести к образованию неконтролируемой критмассы со всеми тяжелыми последствиями. Разрушение АЗ приводит к катастрофическому выбросу радиоактивности за пределы первого контура.

Для высокотемпературного гелий-графитового реактора на тепловых нейтронах потеря гелиевого теплоносителя приведет к аварии, но не к катастрофе, так как малое объемное энерговыделение, ядерное топливо, покрытое защитными материалами, заключенными в графитовую матрицу, большие массы графита, у которого высокая теплоемкость, высокая теплопроводность, высокая температура сублимации (4200 °С), хорошие механические свойства при высокой температуре — все это предохраняет ядерное топливо от разрушения, даже при полной потере гелия. Контакт перегретой аварийной активной зоны с воздухом, который проникнет в активную зону через разрушения в первом контуре, не должен привести к интенсивному возгоранию графита.

Безопасность может создаваться не только на базе физических принципов, но также и за счет изящных инженерных решений. Не исключено, что можно найти такие инженерные решения, которые гарантируют, что при частичном разрушении первого контура, гелий при более низком давлении останется в активной зоне в достаточном количестве для аварийного расхолаживания АЗ реактора на быстрых нейтронах. В этом случае можно будет вернуться к вопросу создания реакторов на быстрых нейтронах с гелиевым теплоносителем.

Для того чтобы гелий стал теплоносителем ядерно-энергетических установок, должны быть проведены научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы по созданию гелиевого высокотемпературного теплоносителя.

Жидкометаллические теплоносители. Для ядерных реакторов на быстрых нейтронах в качестве теплоносителей могут быть использованы только жидкие металлы: натрий, эвтектика свинец–висмут, литий, эвтектика натрий–калий, свинец. Степени изученности этих теплоносителей сильно различаются. Наиболее изученным является натриевый теплоноситель, имеется мировой опыт эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах, охлаждаемых натрием: EBR2 (с 1965 г.) в США, АЭС им. Э. Ферми (1965–1972 гг.) в США, «Бор-60» (с 1969 г.) в СССР, БН-350 (с 1973 г.) в СССР, «Феникс» (с 1974 г.) во Франции, ПФР (с 1977 г.) в Англии, БН-600 (с 1980 г.) в СССР, «Суперфеникс» (с 1985 г.) во Франции. В Советском Союзе достаточно глубоко был изучен свинцово-висмутовый теплоноситель, литиевый и свинцовый теплоносители менее изучены.

Высокотемпературных замедлителей, кроме графита, не найдено. Высокотемпературные реакторы с хорошими весогабаритными характеристиками, не нуждающиеся в замедлителе, могут быть только на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями. Возможно создание высокотемпературного ядерного реактора на тепловых нейтронах с графитовым замедлителем и гелием под давлением (теплоносителем). Такой реактор будет обладать повышенной безопасностью, габариты его будут значительно больше, чем у реактора на быстрых нейтронах с жидкометаллическим охлаждением. Загрузка делящегося материала у реактора на тепловых нейтронах при одинаковой мощности будет меньше, чем у реактора на быстрых нейтронах.

Жидкометаллические теплоносители, имея высокую температуру кипения, дают возможность иметь такую же температуру теплоносителю на выходе из активной зоны (значительно более высокую, чем у легкой воды высокого давления) при низком давлении — давлении, необходимом для преодоления гидравлического сопротивления всего первого контура.

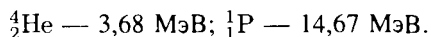
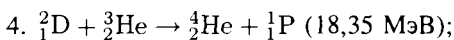
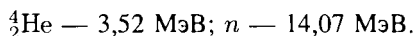
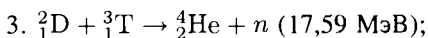
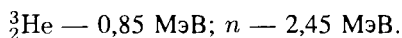
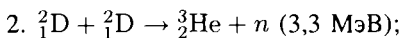
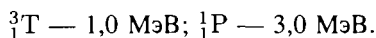
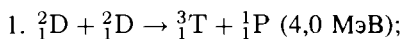
Активным зонам, охлаждаемым жидкими металлами, не угрожает потеря теплоносителя. Баковая компоновка, а не петлевая, свойственная реакторам высокого давления, дает возможность иметь запас теплоносителя, необходимый для аварийного охлаждения. Жидкометаллические теплоносители позволяют иметь коэффициент полезного действия не меньше 40 % вместо 33 %, характерных для водоохлаждаемых реакторов. Высокий КПД дает возможность сжигать меньше ядерного горючего при выработке одного и того же количества электроэнергии. Высокотемпературные ядерно-энергетические установки могут быть основой установок с рекордными весогабаритными характеристиками, необходимыми для космических аппаратов, а также для атомных подводных лодок.

В высокотемпературных ядерно-энергетических установках можно применять прямое преобразование энергии. В качестве рабочего тела паротурбинных установок можно использовать пары цезия (температура кипения составляет 670°C , температура плавления — $28,5^\circ\text{C}$). В больших стационарных установках можно осуществить бинарный цикл: первый контур паротурбинного цикла на парах цезия, второй цикл — на воде. Конденсатор цезиевого пара после турбины является парогенератором водяного пара. Ядерные реакторы, охлаждаемые водой под давлением, не могут обеспечить высокую ядерную и радиационную безопасность. Жидкометаллическое охлаждение дает возможность создать предельную безопасность.

Энергия синтеза

Тяжелая вода (D_2O ; DHO) содержится в природных водах в отношении один атом дейтерия на 5000–7000 атомов протия. Это значит, что в одном килограмме воды содержится $\approx 10^{22}$ атомов дейтерия, т.е. $3,32 \cdot 10^{-5}$ кг.

При энергиях свыше 10 кэВ ($116 \cdot 10^6$ К) (и соответствующей плотности вещества) может быть осуществлена реакция синтеза:



Если удастся осуществить реакцию (${}^2_1\text{D} + {}^2_1\text{D}$), то два ядра дейтерия дадут энергию 14,41 МэВ; 38,2 % энергии приходится на нейтроны (14,07 и 2,45 МэВ); 40 % — на протоны (3,0 и 14,67 МэВ); 16,6 % — на α -частицы (3,52 и 3,68 МэВ).

Нейтроны, протоны, α -частицы — продукты термоядерной реакции. Нейтроны уносят из объема энергию, где происходит реакция, воздействуют на конструкции, активируя их.

Один килограмм дейтерия может выдать $34,0 \cdot 10^{13}$ Дж, т.е. в 4 раза больше энергии, чем реакция деления актиноидов $\sim 8 \cdot 10^{13}$ Дж.

Из одного стакана воды (если осуществить реакцию синтеза) можно получить энергию $2,26 \cdot 10^9$ Дж, т.е. эквивалент 50 л бензина.

Возникает вопрос: можно ли получить реакцию синтеза и какой ценой? Речь идет не об отдельных реакциях синтеза, в которые вовлекается всего несколько ядер, а о масштабной реакции, которая могла бы выделить больше энергии, чем потрачено, чтобы синтез произошел. Полученная в результате термоядерного синтеза кинетическая энергия, n ; ${}^1_1\text{P}$; $\frac{1}{2}\alpha$, должна быть преобразована в электрическую.

Реакция синтеза может быть осуществлена двумя методами:

а) магнитное удержание термоядерной плазмы — идея, высказанная И.Е. Таммом и А.Д. Сахаровым (1950-е годы);

б) инерциальное удержание термоядерной плазмы, обжимая лазерными лучами мишень из изотопов водорода, — идея была высказана Н.Г. Басовым и О.Н. Крохиным (1960-е годы).

Реакция синтеза была впервые получена в термоядерном оружии. Ядерный взрыв плутония создавал температурные и плотностные условия, при которых начиналась и проходила реакция синтеза ($\text{D} + \text{T}$).

Нейтрон несет $\approx 80\%$ энергии синтеза. Реакция проходит при энергиях свыше 1 кэВ; ($11,6 \cdot 10^6$ К) (и соответствующей плотности вещества). Часть нейтронов покидает зону термоядерной реакции, унося энергию. Часть нейтронов по реакции $n \rightarrow {}^1_1\text{P} + \bar{e} + \bar{\nu}_e$ образует протон. Среднее время жизни n в вакууме — 1000 с. Среднее время жизни n в ядерном топливе при осуществлении ядерной реакции — $10^{-3} - 10^{-8}$ с.

Можно ли создать чистую термоядерную энергетическую установку без деления актиноидов термоядерными нейтронами с выделением энергии в большем количестве, чем ее затрачено на осуществление процесса? Является ли энергия синтеза вторым практически неисчерпаемым источником энергии?

Известно, что запасы природного урана и тория в литосфере Земли столь велики, что могут обеспечить все запросы человечества (в течение многих сотен лет) в энергоисточниках. Известно, что энергия деления будет осуществлена, если масса делящихся изотопов будет соответствовать критической, т.е. комнатной, температуре. Не прибегая ни к каким ухищрениям, достаточно иметь делящиеся материалы, чтобы выделить энергию. Если есть стержни, поглощающие нейтроны, можно начать процесс регулируемого энерговыделения. Конструкционные материалы дадут возможность нагревать теплоноситель, охлаждающий ядерное горючее, получать приемлемые для энергетики параметры.

Надо затратить энергию на добычу природного урана, на получение ядерного топлива, на создание тепловыделяющих элементов, на создание ядерно-энергетической установки и другие расходы. Энергия, заключенная в 1 кг актиноидов, составляет при полном их делении $\sim 8 \cdot 10^{13}$ Дж. Этой энергии достаточно не только на покрытие всех затрат высокоорганизованной электроэнергии в цепочке: добыча урана — топливо в ядерном реакторе —

хранение и переработка радиоактивных отходов, но и для получения и использования энергии деления в любых целях.

При исследовании проблемы термоядерного синтеза стоят две принципиальные задачи:

1. Для того чтобы осуществить реакцию синтеза, нужно нагреть плазму до звездных температур $116 \cdot 10^6$ К, что сделать в земных условиях без ядерного взрыва очень сложно. Нужно создавать уникальные конструкции, удерживать плазму от разлета, чтобы прореагировало как можно большее количество ядер.

2. При осуществлении реакции синтеза хватит ли $34,0 \cdot 10^{13}$ Дж (в идеале получаемая энергия при синтезе) на покрытие всех энергозатрат, предшествующих синтезу?

Нейтроны с энергией 14,07 МэВ в реакции (D + T) являются конечным продуктом. В чистом термояде эти нейтроны не участвуют в ядерных реакциях. Их кинетическая энергия преобразуется в тепло какого-нибудь тела, и это тепло затем используется традиционными методами. Если реакция (D + T) может дать избыток энергии, тогда термоядерная реакция — новый источник энергии. Для этой реакции надо наработать T из Li, используя часть нейтронов, возникающих в реакции синтеза (D + T). Если реальный термояд (D + T) не дает избытка энергии, то термоядерные установки приобретут несколько другой смысл:

а) создание термоядерной лабораторной установки для изучения плазмы при миллионах градусов;

б) создание термоядерной установки на базе (D + T) как источника нейтронов с энергией 14,07 МэВ для подсветки подкритического реактора деления, а также для использования нейтронов с энергией 14,07 МэВ для получения изотопов.

В чистом виде реакция (${}^2_1\text{D} + {}^3_2\text{He}$) — безнейтронная. В реальности не исключено, что пройдет часть реакции по синтезу (${}^2_1\text{D}_1 + {}^2_1\text{D}_1$), т.е. появится некоторое количество нейтронов. Безнейтронный синтез, т.е. без появления радиоактивных изотопов и наведенной радиоактивности, очень заманчив.

${}^4_2\text{He}$ по распространенности во Вселенной занимает второе место после протия. На долю гелия приходится $\approx 23\%$ космической массы. На земле добыча гелия в промышленных масштабах производится из природных и нефтяных газов. В атмосфере его $5,24 \cdot 10^{-4}\%$. Гелий образуется в земной коре от природного распада урана и тория и постоянно улетучивается из атмосферы в космос. ${}^3_2\text{He}$ образуется по реакции ${}^{14}_7\text{N} + n \rightarrow {}^{12}_6\text{C} + {}^3_1\text{T}_{12,34 \text{ лет}} \xrightarrow{\beta} {}^3_2\text{He} + \bar{e} + \bar{\nu}$. В атмосфере ${}^3_2\text{He}$ содержится в количестве $1,2 \cdot 10^{-7}\%$; в природном газе — $(0,2-120) \cdot 10^{-7}\%$; в метеоритах — 17–35%.

Где взять ${}^3_2\text{He}$ в достаточном количестве для термоядерного безнейтронного синтеза. Можно, используя ядерные процессы, набирать ${}^3_1\text{T}$, кото-

рый при β^- -распаде образует ${}^3_2\text{He}$. Без нейтронов, без затраты энергии получить ${}^3_2\text{He}$ в достаточных количествах невозможно. Можно, используя ракетно-космическую технику, привозить его на Землю с Луны. Для этого придется тратить огромное количество энергии. Очень вероятно, что, овладев реакцией синтеза (${}^2_1\text{D} + {}^3_1\text{T}$), мы скомпенсируем все энергозатраты и получим энергию для использования в любых целях. Реакция же синтеза (${}^2_1\text{D} + {}^3_2\text{He}$) интересна как физический феномен, но, конечно, не сможет покрыть все энергетические затраты, необходимые для ее осуществления.

Ядерные энергетические установки на базе деления актиноидов достаточно просты в исполнении, могут быть любой единичной мощности. Термоядерные энергетические установки в инженерном плане значительно сложнее. Для осуществления реакции синтеза нужны сооружения высокой сложности. Основные элементы реактора деления, кроме кассет с тепловыделяющими элементами, служат достаточно долго: 30–40 лет. Ожидаемый срок работы элементов термоядерной установки будет значительно меньше. Преобразователи энергии, полученной в реакции синтеза, в электрическую будут похожи на ныне действующие атомные энергетические установки. Реакции деления идут при любых температурах делящихся материалов, реакция синтеза изотопов водорода — только при звездных температурах. ЯЭУ с использованием магнитного удержания плазмы не могут быть сделаны малой единичной мощности.

Освобожденная ядерная энергия напугала человечество взрывами ядерных бомб, сброшенных на японские города. 6 августа 1945 г. — на Хиросиму: бомба на базе урана-235; тринитротолуоловый эквивалент 20000 тонн. 9 августа 1945 г. — на Нагасаки: бомба на базе плутония-239, полученного из урана-238 (в природе плутония не существует) в уран-графитовом конверторе, охлаждаемом обычной водой; тринитротолуоловый эквивалент 20000 тонн.

Испытания ядерного оружия в атмосфере и на Земле. Начало испытания ядерного оружия: США — 16.07.1945 г.; СССР — 29.08.1949 г.; Англия — 30.10.1952 г.; Франция — 13.02.1960 г.; Китай — 16.10.1964 г. Начало испытания термоядерного оружия: СССР — 12.08.1953 г.; США — 01.03.1954 г.; Англия — 15.05.1957 г.; Китай — 17.06.1967 г.; Франция — 28.08.1968 г. 30 ноября 1961 г. в СССР взорвана 50000000-тонная бомба на высоте 4000 м над Новой Землей. Самая крупная бомба из всех испытанных в мире. Что такое 50000000-тонная (по ТНТ) бомба в одном агрегате. Это 1 т (ТНТ) — $4,18 \cdot 10^9$ Дж; $50 \cdot 10^6$ (ТНТ) $\approx 2 \cdot 10^{17}$ Дж, 1 кг актиноидов при полном делении выделит $\approx 8 \cdot 10^{13}$ Дж; 1 кг синтеза смеси (D + T) при полном синтезе выделит $\approx 33,6 \cdot 10^{13}$ Дж; 80 % этой энергии приходится на термоядерные нейтроны с энергией 14,07 МэВ.

Примем, что половина выделенной энергии приходится на деление и половина на синтез. Это значит, что при взрыве бомбы разделилось ≈ 1250 кг актиноидов и синтезировалось ≈ 300 кг смеси (D + T). 1 кг бензина

$\approx 4,39 \cdot 10^7$ Дж; $2,0 \cdot 10^{17}$ Дж — это $\approx 4,6 \cdot 10^6$ т бензина; 1 кг водорода — $\approx 14,3 \cdot 10^7$ Дж; $2,0 \cdot 10^{17}$ Дж — это $\approx 1,4 \cdot 10^6$ т водорода.

За один год работы при КИМ = 0,8 АЭС на базе ВВЭР-1000 выделяет тепла $7,57 \cdot 10^{16}$ Дж.

Радиационное загрязнение земной поверхности и водоемов при ядерных взрывах и при получении плутония для ядерного оружия, гонка в производстве ядерного оружия, незнание, а отсюда, пренебрежение к безопасности при обращении с радиоактивными изотопами — все это приводило к переоблучению персонала, связанного с созданием ядерного оружия, с созданием и эксплуатацией первых ядерно-энергетических установок для подводного флота.

Тяжелые ядерные и радиационные аварии. В Англии, в Винскейле, в 1957 г. и в Советском Союзе на радиохимическом комбинате «Маяк» в 1957 г., на атомной электростанции ТМА в США в 1979 г. и катастрофа в 1986 г. на ЧАЭС СССР, а также ряд более мелких аварий во всех странах, владеющих производством бомбового плутония и высокообогащенного урана-235.

Такие ядерные объекты, как АЭС, радиохимические заводы, конверторы-наработчики плутония, заводы по получению высокообогащенного урана-235, хранилища выгруженного из реакторов ядерного топлива, хранилища радиоактивных отходов, являются объектами, требующими абсолютной защищенности от террористов и возможных похитителей радиоактивных продуктов и прежде всего актиноидов, которые могут быть использованы для создания ядерного радиологического оружия.

Вынужденные решения при гонке вооружений в создании национального ядерного оружия, приводящие к радиоактивному загрязнению, ни в коем случае не допустимы для большой ядерной электроэнергетики. Большая ядерная энергетика во всех своих звеньях должна быть ядерно и радиационно безопасной. Это можно и нужно сделать, но при этом вырабатываемый кВт·ч электроэнергии будет стоить дороже. Нужно вложить большие деньги, чтобы очистить участки земли и водоемы, загрязненные радиоактивными продуктами военных программ. Энергоисточники, используемые человечеством, становятся все более опасными. Нефть и природный газ опаснее дров и каменного угля. Электричество, широко вошедшее в жизнь человека XX века, несет в себе ранее отсутствовавшую опасность. Ядерная энергия не просто сложнее и опаснее углеводородных источников, а является принципиально другим, несоизмеримо более опасным энергоисточником.

Для того чтобы иметь объективное представление о ядерной энергии, получаемой от деления актиноидов и синтеза изотопов водорода, надо сравнить все прямые и косвенные энергозатраты, необходимые для осуществления управляемых реакций деления и синтеза. Должны быть учтены все энергозатраты на защиту окружающей среды от радиационного воздействия. Необ-

ходимо учитывать тепловое засорение окружающей среды, сопровождающее все звенья подготовки к получению ядерной энергии.

Вокруг ядерной энергетики ведутся крупномасштабные политические игры. Часто судьбу ядерной электроэнергетики решают не специалисты, а политики, исходя не из национальных, а из политических интересов. Спорят о судьбе ядерной энергетики не только профессионалы, но и полные дилетанты, опираясь не на реальную специфику ядерной энергетики, а на экономические интересы топливно-энергетических монополий, не желающих уступать место в электроэнергетике.

Большинство защитников и противников ядерной энергии в России солидарны в том, что современное ядерное оружие и средства точной доставки его в любую точку Земли гарантируют России неприкосновенность ее территории и невмешательство во внутренние дела.

Современная ядерная энергетика — это прямая конверсия военных программ. Требуются научно-исследовательские работы для предания всем звеньям ядерно-энергетического комплекса предельной безопасности, отвечающей самым жестким требованиям.

Только ядерная энергетика на базе деления актиноидов может обеспечить в XXI веке изобилие энергии, необходимой для достойного проживания все растущего населения Земли.

Только время и ядерные процессы воздействуют на уничтожение радиоактивности. Странам, владеющим АЭС, при их закрытии придется длительное время наблюдать за выгруженным топливом, за радиоактивными отходами ядерной энергетики, за большим количеством металлических конструкций с наведенной радиоактивностью, за графитовой кладкой конверторов, содержащей $^{14}_6\text{C}_{\tau_{1/2} = 5730}$ лет, и энергетических реакторов с графитовым замедлителем.

Большие материальные затраты по охране и наблюдению за радиоактивными продуктами при закрытии АЭС не исчезнут. Ядерная энергетика перестанет вносить свой вклад в электроэнергетику. Могут возникнуть серьезные материальные и энергетические трудности во всех странах, имеющих в настоящее время атомную энергетику и военно-морской флот с ядерно-энергетическими установками.

Некоторые выводы

Необходимо провести объективные исследования, на основании которых можно будет сделать вывод том, что энергетические установки на базе наиболее реальных реакций синтеза ($^2_1\text{D} + ^3_1\text{T}$) и ($^2_1\text{D} + ^2_1\text{D}$) могут работать с положительным балансом энергии. Нужно доказать, что энергия, суммарно затраченная во всех звеньях подготовки термоядерного топлива и осуществления термоядерного синтеза с использованием инерциального или магнитного

методов осуществления синтеза и удержания плазмы, меньше, чем будет получено от реакции синтеза. Эти оценки должны быть произведены для так называемого чистого термояда, когда термоядерные нейтроны не используются для деления актиноидов. За счет деления актиноидов ядерно-энергетическая установка с очевидностью может быть сделана рентабельной. При наличии blankets роль термоядерной установки сводится к генерации потока нейтронов для подсветки слабо подкритичной активной зоны из актиноидов. Если нет реакции синтеза легких ядер, более приемлемой для получения энергии в больших масштабах, чем пришлось затратить, то рассчитывать на энергетические установки на базе синтеза не приходится. Но у человечества есть один практически бесконечный энергоисточник — энергия деления урана и тория. Нужно направить все научные и конструкторские усилия на создание предельно безопасной во всех звеньях ядерной энергетики на быстрых нейтронах с жидкометаллическим охлаждением.

Ядерная энергетика с замкнутым топливным циклом содержит в себе две глобальные опасности:

1. Возможность радиоактивного заражения окружающей среды при нарушении режима нормальной работы ядерно-энергетической установки или звеньев замкнутого топливного цикла.

2. Возможность реактивной аварии с таким разовым выделением энергии, с которым не справится система охлаждения активной зоны. Конструкции ядерного реактора и прежде всего ядерное топливо будут разрушены. В окружающую среду будут выброшены фрагменты разрушенного ядерного топлива.

Не решив эти два непростых принципиальных вопроса, нельзя сделать энергетические ядерные установки, приемлемые для широкого внедрения в электроэнергетику.

Возможно, что ускорительная техника сможет решительным образом повлиять на предотвращение реактивных аварий и на трансмутацию всего того, что разумно уничтожить, используя ядерные реакции. Радиоактивность может быть уничтожена только временем и ядерными реакциями. Для того чтобы безопасная ядерная энергетика, кроме электроэнергетики, проникла в другие разделы потребления энергии, транспорт и промышленность, нужно решить главную проблему энергетики будущего: аккумуляции электроэнергии в крупных масштабах с высоким КПД, массового производства с высоким КПД на базе деления актиноидов энергоаккумулирующих веществ, в будущем заменителей углеродного топлива. Создав крупномасштабные электро- и энергоаккумулирующие технологии, можно будет вовлечь в большую энергетику энергию Солнца и производных от Солнца энергоисточников, т.е. источников, энерговыделение которых изменяется во времени.

Создание технологий и установок для крупномасштабной аккумуляции электроэнергии и наработки энергоаккумулирующих веществ имеет для чело-

вещества принципиальное значение. Нужны изящные физические и физико-химические идеи. Должны быть проведены крупные научно-исследовательские и опытно-конструкторские исследования.

Рукопись поступила в издательский отдел
24 апреля 2000 года.