УДК 620.91:621.039 + 621.039.6

ЗАМЕТКИ О БУДУЩЕМ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Е.П. Велихов, В.Д. Давиденко, В.Ф. Цибульский

НИИ «Курчатовский институт», Москва, Россия

В последних оценках стратегических перспектив развития ядерной энергетики можно отметить тенденцию снисходительно высокомерного отношения к термоядерному синтезу, которая, к сожалению, в значительной части корреспондируется с реальным состоянием дел. В то же время анализ проблем и потенциала двух ядерных технологий, основанных на реакциях синтеза лёгких ядер и деления тяжёлых, показывает, что независимый масштабный рост каждого из указанных направлений неизбежно приведёт к необходимости преодоления ещё не решённых проблем технологического, материаловедческого, экологического и экономического характера, некоторые из которых поставят вопрос о целесообразности дальнейшего развития этих отраслей энергетики. Вместе с тем физические особенности процессов деления и синтеза объективно указывают на целесообразность их объединения в рамках единой ядерной энергетической системы. Такое объединение обеспечит большой синергетический эффект, в результате которого существенно ослабнут негативные проявления сложных проблем каждой из технологий на пути крупномасштабного развития отрасли.

Ключевые слова: ядерная энергетика, термоядерный синтез, ядерное топливо, радиационная безопасность, энергообеспечение человечества.

SOME THOUGHTS ON NUCLEAR ENERGY FUTURE

E.P. Velikhov, V.D. Davidenko, V.F. Tsibulskiy

NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

Recent assessments of nuclear energy strategic prospects tend to show a somewhat condescending attitude towards fusion, which, regretfully, has grounds given the current state of affairs in the nuclear science. However, the analysis of the problems and the potentialities of the light nuclei fusion and heavy nuclei fission suggests that a full-scale development of each of the two nuclear technologies inevitably involves the need to overcome some formidable technological, materials science, environmental and economic problems, some of which may put the feasibility of pursuing these nuclear energy programs at question. At the same time, the physical features of the fission and fusion processes objectively suggest that it may be reasonable to combine the two nuclear technologies within a joint nuclear energy system to enable a greater synergetic effect. This apparently would markedly lessen the problems attendant upon the application of each of the discussed technologies in the course of the nuclear energy full-scale development.

Key words: nuclear power engineering, thermonuclear fusion, nuclear fuel, radiation safety, mankind power supply.

DOI: 10.21517/0202-3822-2019-42-1-5-14

На протяжении последних десятилетий, а может, и более, отечественное ядерное сообщество активно обсуждает вопросы стратегии развития атомной энергетики. За это время появилось несколько вариантов стратегии развития атомной отрасли, но по разным причинам они оказались неудовлетворительными, и работа над документом продолжается. К работе привлечены высокие административные чины, очевидно, для придания ей большего политического веса и реалистичности предлагаемых в стратегии замыслов. Это обстоятельство превратило скромные аналитические исследования в системной и технической областях в процедуру высокой политической значимости. По этой причине важная стратегическая сторона серьёзного документа оказалась спрятанной за частоколом мелких компромиссов между участниками процесса написания бумаги (стратегии).

В связи с этим мы посчитали целесообразным представить научному сообществу небольшую записку о перспективах развития ядерной энергетики, как мы это видим, написанную в доступной аналитической форме. Нам представляется, что более или менее достоверные оценки стратегической перспективы следует представлять только на основе сопоставления разных сценариев. Конечно, нельзя лишить авторов права симпатизировать тому или иному сценарию, такие симпатии всё равно проявятся. Но что совершенно непозволительно делать, так это замалчивать возможные сценарные варианты, отмахиваясь от них, как от назойливой мухи, под предлогом, что тут занимаются серьёзными делами, а фантазии только отвлекают.

В настоящее время с полным основанием подвергаются ревизии сложившиеся ранее представления о будущей структуре энергетических источников, способных надёжно обеспечить экономику на длительный срок. Объективно оценивая состояние с природными энергетическими ресурсами в мире, можно констатировать следующее. Прогнозные оценки запасов ископаемого топлива достоверны и стабиль-

ны, а рост масштабов его потребления на обозримую перспективу, примерно до конца текущего века, можно прогнозировать с обоснованной уверенностью. Эта оценка устойчива по отношению ко всем основным ископаемым энергоисточникам: углю, нефти и природному газу, и до конца текущего столетия она предполагает рост потребления на уровне 1,0—1,5% в год. С большой вероятностью можно утверждать, что вряд ли найдутся обстоятельства, способные замедлить этот процесс. Современный объём потребления ископаемого топлива составляет примерно 11 млрд т нефтяного эквивалента (т н. э.) к концу столетия приблизится к 25—30 млрд т н. э.

Иллюзии относительно ограниченности нефтяного или газового ресурсов, а они, скорее всего, оправданы на большом временном интервале, сейчас выглядят необоснованными. Они будут вызывать озабоченность существенно позже, за границами разумных сроков прогнозирования.

В рамках новых тенденций совершенствования энергетического рынка большое внимание концентрируется на удовлетворении растущих потребностей за счёт масштабного использования возобновляемых источников энергии, в первую очередь, энергии ветра. Насколько оправдано использование этого ресурса, покажет время. Однако и в части экологической привлекательности, и в части экономики к нему возникает всё больше вопросов, подвергающих сомнению «идеальность» этой энергетической технологии, особенно в тех случаях, когда речь идёт о больших масштабах энергии.

Нюансы современного энергетического развития объективно ведут к тому, что роль ядерных энерготехнологий ограничивается и серьёзные мотивации их масштабного развития возникнут, вероятно, позже, за границами текущего, а возможно, и следующего столетия. Отражением этой глобальной тенденции служит и то обстоятельство, что за последние двадцать лет доля атомного электричества в мире сократилась с 16 до 10%. В общем хоре прогнозистов перспектив атомной отрасли оптимисты предполагают сохранение этой доли и в просматриваемой перспективе. Вероятно, отказа от использования ядерной энергии для целей экономического развития не произойдёт, однако её современное состояние ещё не удовлетворяет общество, и потребуются приложить ещё немало усилий для создания приемлемого для общества облика ядерной энергетической системы.

Критическое отношение к будущему атомной энергетики в той мере, как это демонстрируют некоторые страны Европы, отказываясь от неё, пока в виде глобальной тенденции не отмечено. Увеличение её масштабов сейчас корреспондируется с ростом экономик развивающихся стран, экономический и технологический потенциал которых достаточен для эффективного мультиплицирования уже освоенных мировым опытом реакторных технологий. Но даже с учётом этих дополнительных ресурсов для развития, место атомной энергетики в будущем энергобалансе мира оценивается скромно, существенно уступая оптимистическим заявлениям второй половины прошлого века, когда эйфория обеспечения мира ядерной энергией за счёт ядерной энергии преобладала в умонастроениях не только учёных, но и политиков.

Конечно, преобладающими факторами, ограничивающими развитие атомной генерации, стали аварии на АЭС и на предприятиях топливного цикла. Они наглядно продемонстрировали опасность и масштаб радиационного загрязнения окружающей среды и обусловили связанное с ними общественное отторжение интенсивных вариантов развития атомной энергетики. По аналогии с другими технически сложными объектами АЭС рассматривают в части безопасности в традиционном ракурсе, концентрируя усилия на создании условий, исключающих катастрофический характер развития аварийного процесса. Однако, как показала авария на японской АЭС «Фукусима», по отношению к разрушительным силам природы, статистически оправданные барьеры безопасности могут не работать. Это обстоятельство требует дальнейшего совершенствования мер безопасности АЭС по отношению к тяжёлым авариям.

Авария на АЭС «Фукусима» ещё раз подтвердила, что наибольший разрушительный эффект при катастрофической аварии связан с нарушением отвода тепла от облучённого топлива. Выделения энергии за счёт радиоактивного распада нестабильных изотопов, присутствующих в облучённом ядерном топливе, способны при отсутствии организованного теплоотвода разогреть все конструкции до таких температур, которые разрушат барьеры, препятствующие выходу радиоактивности в окружающую среду. Гарантированно сохранить приемлемые условия отвода тепла от облучённого топлива можно далеко не всегда.

Из-за такого положения, когда генерирующие мощности используют реакторы деления, вопрос о безопасной ядерной энергетике, избавленной от проблемы радиационного загрязнения окружающей

среды продуктами деления, давно связывают с освоением технологии получения энергии за счёт реакции синтеза лёгких ядер в термоядерных реакторах. Считается, что образующееся в термоядерных реакторах большое количество нейтронов способно привести к появлению лишь наведённой активности в конструкционных материалах установки и эта радиоактивность за короткое время спадает. Выделение энергии при распаде этих возбуждённых ядер в отличие от продуктов деления относительно небольшое и не способно привести к разрушению барьеров безопасности термоядерной установки.

Оба ядерных способа производства энергии (синтез и деление) могут работать только при наличии надёжной топливной базы. Современные оценки запасов природного урана в энергетическом эквиваленте примерно соответствуют 50—70 млрд т н. э. — это около 20 млн т природного урана. К настоящему времени вся мировая атомная энергетика «съела» около 1,5 млн т природного урана, а достоверные запасы природного урана, уже разведанные и готовые к промышленному извлечению, оцениваются 8 млн т. Этого достаточно, чтобы не тратить силы на активные работы по расширению ресурсной базы, учитывая, что годовое потребление природного урана в мире составляет около 70 тыс. т. Указанные запасы обеспечивают стабильность рынка природного урана, и рынок пока не склонен к форсированию цен. В себестоимости электроэнергии, вырабатываемой сейчас на АЭС, доля природного урана составляет менее 5%.

Для современных реакторов, работающих в открытом топливном цикле, ещё сохраняются немалые возможности экономии топлива за счёт оптимизации составов топливных композиций и процесса его выжигания. Заметные результаты повышения эффективности топливоиспользования предоставляют гетерогенные топливные композиции (раздельное размещение в твэле делящихся и сырьевых изотопов), пока ещё не нашедшие применения в практике. В целом можно ожидать, что реализация разных мероприятий по улучшению топливного цикла на современных реакторах типа ВВЭР может снизить расход природного урана примерно на 10—20%, а это прямое увеличение ресурсной базы.

Практика показывает, что по мере сокращения ресурсной базы в её развитие, в поиск новых месторождений начинают вкладываться деньги и новые месторождения обнаруживаются. По этой причине утверждать, что предел ресурсных возможностей для атомной энергетики составляет именно 20 млн т, преждевременно. Скорее всего практика ещё существенно скорректирует эту цифру. Например, в своих оценках перспективы американские учёные исходят из 2 раза большей цифры. Не стоит детально обсуждать возможность использования урана, растворённого в морской воде, количество которого составляет около 4 млрд т. В силу малой концентрации (примерно $0,0033 \text{ млн}^{-1}$) его извлечение с помощью современных методов ведёт к энергетическим затратам, превышающим ожидаемый полезный эффект. Однако, работы по поиску разумных технологий добычи природного урана из морской воды в мире продолжаются.

Тем не менее, даже с учётом мероприятий по экономии и возможных новых источников, ограниченная ресурсная база природного урана не позволяет уверенно рассчитывать на её избыточность для крупномасштабной энергетики на очень длительную перспективу. Можно сделать заключение, что с учётом реалий развития отрасли возникновение дефицита природного урана откладывается примерно так же, как и с потреблением традиционного ископаемого топлива. В то же время варианты расширения ресурсной базы атомной энергетики по-прежнему имеют стратегический приоритет.

Расширение или создание практически неограниченной ресурсной базы атомной энергетики непосредственно связано с организацией замкнутого топливного цикла и производством делящихся материалов из сырьевых тяжёлых изотопов урана-238 или тория-232. В исходных определениях (более полувека назад) предполагалось, что при использовании замкнутого топливного цикла извлечение урана из природы практически прекращается. Количество делящихся изотопов, полученных из отработанного ядерного топлива (ОЯТ), достаточно для удовлетворения потребностей всех реакторов — и быстрых, и тепловых. Сейчас чаще встречается расширенное толкование замкнутого топливного цикла. Под этим понятием подразумевается реализация процесса выделения из ОЯТ делящихся изотопов и возврата их в реактор. Остановимся коротко на важных особенностях двух вариантов топливных циклов. В случае замыкания топливного цикла предполагается, что при сохранении уран-плутониевого топливного цикла следует организовать наработку и использование плутония из урана-238, а если перейти на уран-ториевый топливный цикл, то надо будет нарабатывать и использовать делящийся изотоп уран-233, который получается в результате реакции радиационного захвата нейтрона торием-232.

Эти два возможных сценария топливного цикла для реакторов деления существенно различаются по своим потребительским качествам. В уран-плутониевом топливном цикле в качестве основного делящегося изотопа будет использоваться плутоний-239. Этот изотоп отличается тем, что он наиболее эффективен, когда его сжигают в реакторах на быстрых нейтронах. Именно использование плутония-239 в быстрых реакторах позволяет получить высокий коэффициент воспроизводства (КВ) делящихся изотопов (вплоть до 2) при соответствующей конструкции реактора.

При создании замкнутого топливного цикла следует ещё иметь в виду, что при выгорании топлива в нём будут накапливаться высшие изотопы плутония и следующие за плутонием актиниды — америций, кюрий и др. Это всё искусственные изотопы, в природе их нет. Накопление этих изотопов в облучённом топливе стало вызывать беспокойство в конце прошлого века в связи со слабо изученными проблемами биологической безопасности топливного цикла. Некоторые группы исследователей пришли к заключению, что появление этих новых изотопов в природе гипотетически может вызвать непредсказуемые генетические изменения самых разных организмов и бактерий и эти изменения окажутся губительными для людей. Такой взгляд на возможный вариант развития событий породил проблему трансмутации актинидов, т.е. уничтожение этих «опасных» изотопов, и в экологическом контексте эту проблему сейчас считают важной.

В отличие от уран-плутониевого топливного цикла в уран-ториевом цикле накопление трансуранов крайне незначительно и организовывать выжигание минорных актинидов нет надобности. В отличие от плутония уран-233 наиболее пригоден для его сжигания в тепловых реакторах. При делении урана-233 тепловыми нейтронами выделяется примерно на 10% больше вторичных нейтронов в расчёте на один поглощённый нейтрон по сравнению с ураном-235 и на 20% больше по сравнению с плутонием-239. Опасения в отношении уран-ториевого топливного цикла связаны с образованием в нём урана-232. Это нестабильный изотоп урана с периодом полураспада 69 лет, но в цепочке его последовательных превращений появляется такой изотоп, как таллий-208, который является источником жёсткого γ -излучения энергией 2,6 МэВ. Присутствие урана-232 в облучённом топливе серьёзно затрудняет работу с ним. Основной канал образования урана-232 — это ядерная реакция ($n, 2n$) на уране-233. Отсюда следует, что, если в замкнутом ториевом топливном цикле не использовать регенерированный уран-233 и тем самым не накапливать в топливном цикле образовавшийся уран-232, особых сложностей работа с ториевым топливом не предвещает. Надо таким образом организовать выжигание топлива, чтобы обеспечить максимально полное деление ядер урана-233. Следует отметить, что и в уран-плутониевом топливном цикле происходит накопление урана-232, и с этой точки зрения оба топливных цикла (уран-плутониевый и уран-ториевый) отличаются не принципиально.

Указанные различия топливных циклов связаны с разными изотопными составами топлива, характеризующими их. Но наряду с этим есть и другие факторы, которые влияют на структуру энергетической системы, т.е. на соотношение присутствующих в ней реакторов деления на быстрых и тепловых нейтронах.

На начальном этапе развития атомной энергетики (примерно в середине прошлого века) была сформулирована философия двухкомпонентной системы ядерной энергетики, в которой присутствуют и тепловые, и быстрые реакторы. Тепловые реакторы преимущественно ориентировались на решение энергетических проблем и удовлетворение системным требованиям, таким как работа в переменном графике нагрузки. Они должны были оптимальным образом встраиваться в энергетическую систему по мощностному ряду, удовлетворять неэлектрические потребности в энергии, например, в высокотемпературном или коммунальном тепле и др. Быстрые реакторы, как предполагалось, будут работать преимущественно в базовом режиме, обеспечат собственные потребности в топливе и покроют его дефицит в тепловых реакторах. Предполагалось, что в такой системе соотношение между тепловыми и быстрыми реакторами будет примерно 3:2. Такое соотношение тепловых и быстрых реакторов требовало очень интенсивной наработки нового топлива. В проектах тех лет ориентировались на КВ в быстром реакторе никак не меньше 1,5 на начальном этапе, а в перспективе и выше. Причём длительность топливного цикла, т.е. время между выгрузкой облучённого топлива из реактора, его переработкой, изготовлением нового топлива из выделенного из ОЯТ делящегося материала и возвратом нового топлива в реактор предполагалось небольшое, не более 3—4 лет. Такие высокие требования к воспроизводству могут быть реализованы только в быстрых ре-

акторах с высокой интенсивностью генерации нейтронов, а значит и высоким удельным энерговыделением, а этот показатель является определяющим при рассмотрении вопросов безопасности.

Тяжёлые аварии, произошедшие в атомной энергетике мира, существенно скорректировали основные положения этой концепции, в первую очередь в части, которая касается высокой интенсивности энерговыделения. Это сразу сказалось на способности воспроизводства нового топлива из сырьевого материала. И теперь речь идёт о величине КВ в быстрых реакторах на уровне 1,05—1,2. Такие низкие параметры воспроизводства означают, что в системе с замкнутым топливным циклом могут функционировать практически только быстрые реакторы. Действительно, для того чтобы произвести одно ядро нового делящегося изотопа, которое можно отдать в тепловые реакторы, необходимо иметь один избыточный нейтрон, а чтобы его получить, потребуется произвести не менее 1000 МэВ энергии в быстрых реакторах. Делящееся ядро, которое попадёт в тепловой реактор, способно будет выделить 200 МэВ энергии. Отсюда и соотношение мощностей в системе тепловые—быстрые реакторы 1:5. Конечно, можно рассчитывать на небольшую поправку этого соотношения за счёт наработки топлива в тепловых реакторах, но это существенно не изменит пропорции. Система с таким соотношением между тепловыми и быстрыми реакторами будет качественно отличаться от той, которая предполагалась изначально. Все требования присоединения атомной генерации к энергетической системе в новом варианте должны будут взять на себя быстрые реакторы.

Ещё одно небольшое замечание к этой новой концепции доминирования быстрых реакторов заключается в том, что пока быстрого реактора, адекватного новым требованиям, просто нет. Более полувека разговоров о необходимости развития быстрого направления пока так и остались на бумаге. Два реактора в России БН-600 и БН-800 работают преимущественно на топливе, изготовленном из обогащённого урана, и это совсем не то же самое, что работа на плутониевом топливе. Французскую программу быстрых реакторов «Супер Феникс» и «Феникс» с плутониевым топливом скорее следует признать как неудачный опыт.

Строго говоря, замкнутый уран-плутониевый топливный цикл пока существует только в намерениях. Наибольшие трудности его реализации связаны, конечно, с проблемой переработки высокоактивного ОЯТ и всей последующей процедурой обращения с ним. Доминирующее развитие быстрых реакторов, неизбежно потребует освоения технологии переработки высокоактивного ОЯТ. Устраивать длительное охлаждение ОЯТ во внешней части топливного цикла не получится. Задержка топлива во внешней части топливного цикла нужна, чтобы снизить его активность, но это пагубно сказывается на эффективности топливоиспользования.

Получается так, что бытующие сейчас взгляды, будто быстрые реакторы со временем заменят тепловые, мягко говоря, не обоснованы. Напомним, что в мире сейчас около 400 ГВт (эл) тепловых реакторов, а полноценных быстрых просто нет. Можно, конечно, усиленно пропагандировать быструю технологию, разные виды нового топлива, новые конструкции реакторов, новые методы переработки высокоактивного ОЯТ, но пока даже не видно, каким способом можно преодолеть существенные недостатки, которые порождает переход к энергетике с преобладанием быстрых реакторов. А недостатки эти следующие. В системе с замкнутым топливным циклом будут присутствовать большей частью лишь быстрые реакторы, и они должны будут адаптироваться к энергетической системе. Необходимо будет научиться перерабатывать высокоактивное ОЯТ. Будет ли это пристанционная переработка, или централизованная, риск радиационной опасности потребует довести до приемлемого уровня. Надо будет заниматься выжиганием минорных актинидов.

Неопределённость перспективы концепции доминирования быстрых реакторов возрастает в случае появления альтернативных вариантов развития ядерной энергетики, в которых проблемные вопросы имеют более эффективное решение.

Альтернативная концепция должна быть не только лишена указанных недостатков развития на основе быстрых реакторов, но и в наибольшей степени должна быть способной обеспечить снабжение реакторов делящимися изотопами. Генератор топлива должен просто производить делящийся изотоп и поставлять его на рынок. Не его забота о том, как будут сжигать это топливо, в быстрых или в тепловых реакторах, в больших или маленьких. В этом цикле надо производить делящийся изотоп так, чтобы при этом образовывалось минимальное количество продуктов деления, а, следовательно, и его радиационная опасность была бы ми-

нимальной. Для такого цикла следует использовать нейтроны, образование которых сопровождается небольшим выделением энергии.

В настоящее время наилучшим кандидатом на роль нейтронного источника, ориентированного на производство топлива для реакторов деления, следует рассматривать термоядерный реактор с магнитным удержанием плазмы. Использование термоядерной установки для наработки нового топлива позволяет качественно улучшить процесс замыкания топливного цикла. При объединении в рамках единой энергетической системы двух ядерных технологий производства энергии — синтеза и деления — удачно решаются наиболее трудные проблемы каждой из них, сопровождающие эти способы получения энергии в том случае, если они работают обособленно.

Основные положения такой концепции ядерной энергетической системы были известны давно и заключаются в следующем. Реакторы деления наиболее эффективны в производстве энергии, а термоядерные реакторы синтеза наиболее пригодны для производства топлива, поскольку в них при той же мощности, что и в реакторе деления, образуется примерно на порядок больше нейтронов. Из этого следует, что надо организовать ядерную энергетическую систему таким образом, чтобы производством энергии практически полностью занимались реакторы деления, а проблемы наработки нового топлива из сырьевых изотопов решались в бланкете термоядерного реактора. В такой системе возникает ряд положительных качеств, которые, как сейчас говорят, создают значительный синергетический эффект.

Развитие термоядерного направления с целью генерации электроэнергии, как справедливо отмечалось и ранее, сталкивается с большими проблемами технического характера, решение которых пока даже и не просматривается. В первую очередь, это обеспечение непрерывной устойчивой работы термоядерной установки в течение длительного времени и производство энергии в количестве, многократно, превышающем её потребление. Наиболее продвинутой международной установкой ИТЭР с запланированным пуском в 2035 г. не ориентирована на демонстрацию таких качеств. В то же время использовать термоядерные установки как источник нейтронов можно уже сейчас. При этом совсем не обязательно, чтобы они работали непрерывно на фиксированной мощности длительное время. Вполне можно удовлетвориться и дискретной работой, поскольку её результатом будет производство нового делящегося изотопа и его количество будет зависеть лишь от интегрального числа выработанных установкой нейтронов. Второй момент, относительно мощности гибридной установки. Если затраты энергии на производство нейтронов будут скомпенсированы хотя бы наполовину энергией, вырабатываемой в гибридном термоядерном реакторе, то в целом с учётом энергии, которая будет получена из новых делящихся ядер, энергетическая эффективность системы будет гарантирована. Эти аргументы практически снимают ограничения использования термоядерной энергии в решении энергетических проблем. Гибридная термоядерная установка обеспечивает наработку топлива для реакторов деления.

При этом следует отметить, что выгрузку из бланкета наработанного урана-233 следует осуществлять достаточно часто, чтобы ограничить накопление продуктов деления урана-233 термоядерными нейтронами. При таких условиях из бланкета будет выгружаться максимально чистое в отношении радиоактивности топливо. Расчёты показывают, что для выделения 1 г делящегося изотопа из ОЯТ ВВЭР после того, как это ОЯТ охлаждалось 7 лет, потребуется высвободить такое количество радиоактивных изотопов, которые обладают активностью 10 кюри.

Небольшое пояснение. Переработка ОЯТ в настоящее время реализуется таким образом, что твэл, содержащий облучённое топливо, полностью разрушается. И радиоактивные, и стабильные изотопы попадают в некий объём, в котором под действием химических реактивов происходит их разделение. Обладая разными химическими свойствами, разные элементы из ОЯТ по-разному вступают в химические реакции, и, таким образом, происходит разделение элементов таблицы Менделеева. Риск аварии, которая способна привести к радиоактивному загрязнению окружающей среды в процессе химической переработки ОЯТ, пропорционален общей радиоактивности нестабильных изотопов.

Что конкретно может привести к такой аварии, сказать невозможно. Может, это будет человеческий фактор, а может, даже диверсия или природный катаклизм, или причины технического характера, но её масштаб, очевидно, будет пропорционально связан с общим количеством радиоактивности, высвобождаемой из герметичных оболочек твэла и топлива. Из ОЯТ быстрых реакторов с более коротким временем выдержки после облучения в сравнении с ОЯТ ВВЭР высвобождается радиоактивности примерно

на порядок больше. В то же время такая же оценка для гибридного термоядерного реактора показывает, что количество высвобождаемой радиоактивности при получении 1 г делящегося изотопа будет примерно на 2—3 порядка меньше в сравнении с результатом ВВЭР. Это означает, что риск радиоактивного загрязнения окружающей среды в случае наработки вторичных изотопов в бланкете гибридного термоядерного реактора будет на порядки меньше.

Как отмечалось ранее, для термоядерного реактора следует организовать топливный цикл, подобный замкнутому топливному циклу реакторов деления. Нужно из природного изотопа литий-6 получить тритий, который образуется в результате (n, α) -реакции. Так же, как и для получения делящегося изотопа, для получения трития необходим нейтрон. Этот нейтрон можно взять из реакторов деления, заместив в них сырьевой изотоп на необходимое количество лития-6. Этот изотоп имеет большое сечение поглощения тепловых нейтронов и с успехом может использоваться в качестве выгорающего поглотителя в тепловых реакторах. Таким образом, происходит как бы обмен нейтронами из реактора деления, который используется для производства трития, на термоядерный нейтрон, который используется для получения делящегося изотопа из тория-232. Преимущество термоядерного нейтрона в том, что он имеет почти на полтора порядка большую энергию по сравнению с нейтроном из реактора деления. Энергия термоядерного нейтрона 14 МэВ, и для этой энергии характерны реакции $(n, 2n)$, $(n, 3n)$, пороговая реакция деления (n, f) на сырьевом изотопе. Все эти реакции ведут к умножению числа нейтронов в бланкете. Мультиплицирующие элементы из бериллия, размещённые на пути нейтронов из вакуумной камеры в бланкет, также способствуют некоторому умножению числа нейтронов. В совокупности все эти процессы приведут к увеличению числа нейтронов в бланкете на 40—70%. Ранее уже выполнялись разными авторами исследования по возможности мультиплицирования нейтронов в бланкете термоядерного реактора. Эти исследования показали, что один термоядерный нейтрон способен произвести в бланкете термоядерного реактора 1,3 ядра урана-233 и 1,1 ядра трития, т.е. в целом умножение термоядерных нейтронов составляет 2,4. Другие оценки непосредственного мультиплицирования нейтронов в бланкете показывают, что коэффициент умножения нейтронов без учёта деления урана-233 составляет около 2—2,7 в зависимости от количества лёгких ядер, присутствующих в составе топливной композиции бланкета. Причём преимущественно (более 80%) размножение нейтронов происходит за счёт реакций $(n, 2n)$ и $(n, 3n)$, т.е. размножение нейтронов происходит с образованием очень малого количества радиоактивных продуктов деления. Таким образом, есть основания ориентироваться на коэффициент мультипликации термоядерного нейтрона в бланкете примерно равный 2,5. Опираясь на такую оценку, нетрудно посчитать нейтронный баланс в объединённой системе реакторы деления—реакторы синтеза. При удачной конструкции гибридного термоядерного реактора, т.е. реактора с малыми потерями нейтронов, можно обеспечить производство трития и урана-233 в достаточном количестве. В том случае, если больших потерь нейтронов в бланкете гибридного реактора избежать не удастся, производство трития можно реализовать в тепловых реакторах. Литий-6 — сырьевой изотоп для получения трития может быть использован в качестве выгорающего поглотителя в тепловых реакторах деления. Производство трития, если это тепловые реакторы, будет на уровне 0,8, т.е. одно деление будет приводить к образованию 0,8 ядра трития (0,8 — типичный коэффициент воспроизводства для теплового реактора с ураном-233). В гибридном термоядерном реакторе из 0,8 ядра трития получится 0,8 термоядерных нейтронов, которые умножатся и приведут к образованию 1,4—1,6 ядер урана-233. Это оценка для наименьшего коэффициента умножения нейтронов в бланкете гибридного реактора. Такое количество новых ядер компенсирует сгоревший уран-233 в реакторе деления даже в том случае, если ОЯТ из тепловых реакторов совсем не будет перерабатываться и несколько процентов урана-233 будет отправлено вместе с продуктами деления на длительное хранение или захоронение. Гибридный реактор способен восполнить эти потери. Но даже в том случае, если окажется, что наработка топлива в гибридном реакторе недостаточна, её можно будет увеличить, позволив небольшой части урана-233 делиться в бланкете и увеличив тем самым размножение нейтронов. Но такое решение может понадобиться лишь в том случае, если потери термоядерных нейтронов превысят 50%.

Энергетический баланс в системе гибридный термоядерный реактор—реактор деления очевиден. Чтобы снабжать реакторы деления топливом, необходимо, чтобы доля гибридных реакторов в системе была на уровне 7—15%, учитывая, что на одинаковую тепловую мощность в гибридном реакторе произ-

водится в 15 раз больше нейтронов, которые можно использовать для конверсии сырьевых изотопов в делящиеся, в сравнении с нейтронами из реакторов деления. Таким образом, даже если гибридный термоядерный реактор будет производить электроэнергию лишь то количество, которое он потребит для создания условий протекания реакции синтеза ядер дейтерия и трития, т.е. энергетический КПД гибридной установки будет равен нулю, в системе в целом (реактор деления и реактор синтеза) эффективность производства электроэнергии сохранится без изменений.

По нейтронному и энергетическому балансу создание объединённой ядерной системы, в которой реакторы деления ориентированы на производство энергии, а термоядерные реакторы — на производство топлива, вполне оправдано. Такая система, кроме решения топливной проблемы, способна обеспечить наименьший уровень риска радиационного загрязнения окружающей среды в условиях замкнутого топливного цикла. Она безразлична к структурному наполнению кластера с реакторами деления ядерной энергетической системы. Неважно, будут в нём быстрые или тепловые реакторы, большие или маленькие.

В заключение представим оценку современного состояния атомной энергетики и проанализируем перспективные направления её развития с учётом принципиальных ограничений по сырьевой базе природного урана и проблемам радиационной безопасности при замыкании топливного цикла.

Можно констатировать, что будущее развитие атомной энергетики концептуально может идти в одном из трёх направлений.

Первое направление. Развитие атомной энергетики и в отдалённой перспективе продолжится в рамках открытого топливного цикла, примерно так, как это есть сейчас. Постепенно будет решена проблема обращения с ОЯТ, и делящиеся изотопы, присутствующие в нём, будут сожжены в тепловых реакторах.

Сейчас стараются организовать производство смешанного оксидного плутоний-уранового топлива (МОХ-топлива), очевидно, надеясь на скорое развитие быстрых реакторов. В том случае, если наращивание мощностей тепловых реакторов продолжится, а с ним и рост потребления природного урана, его экономия станет более актуальным вопросом. Очевидными для многих станут перспективы конверсии энергетического плутония из ОЯТ ВВЭР в уран-233 с последующим его сжиганием совместно с ураном-235. Такой топливный цикл просто требует замены сырьевого изотопа в МОХ-топливе урана-238 на торий-232. Это обеспечит максимально полное сжигание делящихся изотопов из природного урана и полученного из ОЯТ плутония. Если делать МОХ-топливо и использовать его в тепловых реакторах, количество плутония в ОЯТ уменьшится немного, а его изотопный состав изменится в сторону чётных изотопов плутония и дальнейшее использование такого плутония в тепловых реакторах станет просто невозможным. Этот ОЯТ и содержащийся в нём некачественный плутоний будут серьёзной обузой для экономики атомной отрасли.

Разные комбинации использования тория в открытом топливном цикле в тепловых реакторах показывают, что он предоставляет возможность снизить потребление природного урана в сравнении с современным уровнем. И это обстоятельство позволяет прогнозировать, что при продолжении политики использования природного урана торий будет востребован атомной энергетикой.

С большой вероятностью можно утверждать, что открытый топливный цикл будет преобладающим направлением её развития в текущем веке.

Это направление развития атомной энергетики будет доминировать до тех пор, пока его экономические преимущества можно будет поддерживать ресурсной базой природного урана.

Второе направление. Развитие атомной энергетики на основе быстрых реакторов. Уже сейчас понятно, что это направление не позволит обеспечить замыкание топливного цикла в системе со значимой долей тепловых реакторов. Замыкание топливного цикла понимается в том смысле, что природный уран больше не используется и его добыча прекращена. Разговоры, которые сейчас ведутся о двухкомпонентной структуре атомной энергетики, строго говоря, некорректны. Современная интерпретация двухкомпонентной энергетики — это наличие двух типов реакторов (быстрых и тепловых) и активное использование природного урана для изготовления топлива тепловых реакторов. Быстрые реакторы с коэффициентом воспроизводства, близким к единице, будут «съедать» плутоний из ОЯТ тепловых реакторов. Тепловые по-прежнему будут работать в открытом топливном цикле. Полагают, что постепенно, по мере увеличения доли быстрых реакторов атомная энергетика будет переходить в режим замыкания по топливу. В системе останутся только быстрые реакторы, которые будут использовать плутоний, нарабатанный самостоятельно. Системные расчёты показывают, что такая постепенная замена тепловых реак-

торов на быстрые произойдёт не сразу, это потребует примерно лет 200, в течение которых тепловые реакторы израсходуют около 40 млн т природного урана.

Разумно ли ориентировать сегодняшние разработки с надеждой получить результат через два столетия, сказать трудно. Но что очевидно, спешить в такой ситуации не следует. Это очень длительный промежуток времени, в течение которого будут придуманы новые технологии, созданы новые материалы. Само естественное развитие поставит под сомнение такое стратегическое решение, основой которого в течение всего переходного периода будет открытый топливный цикл. Если в нём и будут присутствовать быстрые реакторы, то их роль будет примерно такая же, как и сейчас: демонстрация владения технологией быстрых реакторов, разного рода рекламные акции, сохранение знаний. Масштабного строительства быстрых реакторов в мире под эту концепцию ожидать трудно. Представить себе, что всё мировое сообщество будет строить в течение 200 лет определённого типа быстрые реакторы и ничего другого, затруднительно. Центральным звеном в развитии ядерной энергетики является производство энергии, а не тип устройства, которое его производит. И если не подходит один тип, люди придумают и сделают другой, тем более, что физические предпосылки для реализации концепции «только быстрые реакторы» есть.

Установление жёсткой корреляции между производством искусственного топлива и производством энергии существенно ограничивает масштабное развитие атомной энергетики.

Третье направление. Развитие ядерной энергетической системы с реакторами синтеза и деления. Представляется, что это направление имеет достаточно ясные перспективы по следующим причинам. Главная задача включения в ядерную энергетическую систему термоядерного реактора — это наработка топлива из сырьевого изотопа и только. И совершенно не важно, кто и в каких реакторах будет сжигать это топливо. Это принципиальный аспект, поскольку он не связывает руки проектировщикам энергетических реакторов деления. Второй важный элемент — это переработка топлива с очень малым уровнем радиоактивности. Это обстоятельство способно значительно снизить риск радиационного загрязнения окружающей среды в случае аварии в топливном цикле. Важным аспектом является то обстоятельство, что физический процесс синтеза лёгких ядер становится активным участником энергетического рынка, а это открывает широкие перспективы для новых научных поисков эффективных способов генерации нейтронов с использованием реакций синтеза.

Сейчас в определённых кругах исследователей стараются представить термоядерную технологию как вспомогательную, не способную внедриться в энергопроизводство больших масштабов. Но это неправильное мнение. Только объединение двух ядерных технологий — деления и синтеза в рамках одной энергетической системы способно привести к устойчивому росту использования ядерной энергии в больших масштабах. Двигаясь независимо, каждая из этих технологий будет постепенно дрейфовать к забвению.

Несомненно, что в ближайшей перспективе сохранится развитие атомной энергетики на основе открытого топливного цикла. Постепенное включение в него гибридного термоядерного реактора увеличит ресурс сырьевой базы реакторов деления практически на любой срок с минимальным риском для окружающей среды.

В плане технических возможностей современный уровень развития технологий получения нейтронов в термоядерном реакторе достаточен для создания гибридного термоядерного реактора, ориентированного на наработку топлива для реакторов деления.

Три позиции ядерной энергетической системы с реакторами деления и синтеза делают это предложение главным стратегическим ориентиром:

- наработка искусственного топлива для реакторов деления реализуется в количествах, достаточных для любой структуры атомной энергетики (быстрые или тепловые реакторы, большой или малой мощности и т.д.);

- доля термоядерных реакторов в системе менее 10%, что гарантированно обеспечивает её экономическую и системную эффективность, даже в том случае, если термоядерные реакторы будут заметно дороже реакторов деления;

- риск радиоактивного загрязнения окружающей среды на два-три порядка меньше в сравнении с вариантами развития энергетики только на основе реакторов деления. В этой системе вообще не потребуется переработка ОЯТ реакторов деления с большой глубиной выгорания и большой радиоактивностью.

AUTHORS

Velikhov E.P. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia

Davidenko V.D. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia;
Davidenko_VD@nrcki.ru

Tsibulskiy V.F. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia;
Tsibulskiy_VF@nrcki.ru

Received 5 December 2018

Revised 10 December 2018

Accepted 18 December 2018

Problems of Atomic Science and Technology
Ser. Thermonuclear Fusion, 2019, vol. 42, issue 1, pp. 5—14