

ВОЗМОЖНОСТИ ПОВЫШЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ УКРАИНЫ

Обмірковуються шляхи розвитку атомної енергетики України та можливості підвищення її безпеки. Показано, що основними завданнями на найближчі роки є організація науково-технічного супроводу безпечної експлуатації існуючих енергоблоків та розробка методів продовження терміну їх служби. Розглядаються також перспективні ядерно-енергетичні технології, що вигідно відрізняються від технологій, які використовуються зараз, відсутністю накопичення ізотопів з великим періодом піврозпаду.

Обсуждаются пути развития атомной энергетики Украины и возможности повышения ее безопасности. Показано, что основными задачами на ближайшие годы является организация научно-технического сопровождения безопасной эксплуатации существующих энергоблоков и разработка методов продления срока их службы. Рассматриваются также перспективные ядерно-энергетические технологии, выгодно отличающиеся от ныне используемых отсутствием накопления долгоживущих изотопов.

1. Современная ситуация в электроэнергетике Украины может быть охарактеризована как крайне тревожная. Установленные мощности электростанций за последние годы (с 1991 г. по 1998 г.) уменьшились от 53,4 до 49,1 ГВт, а производство электроэнергии — от 296,3 млрд. кВт-ч до 172 млрд. кВт-ч. Сейчас в Украине вырабатывается всего 3440 кВт-ч в год на человека, что значительно ниже уровня развитых и даже многих развивающихся стран.

Практически все оборудование ТЭС выработало более половины граничного ресурса (ГР), а 50% блоков - ГР и более. На период 2010-2020 г.г. приходится окончание гарантийных сроков эксплуатации всех блоков действующих АЭС, а тепловые и гидроэлектростанции отработают свой ГР, причем подавляющее большинство блоков — 1,5 ГР и более. Таким образом, в течение указанного десятилетия необходимо будет ввести в строй 35 — 40 ГВт замещающих мощностей. Ясно, что при нынешнем и даже при (наиболее оптимистически) прогнозируемом на 10 лет вперед состоянии экономики страны эта задача совершенно неразрешима. Следовательно, уже в ближайшее время необходимо разработать стратегию развития энергетики, которая предусматривала бы плавную и постепенную замену отработавших свой ресурс генерирующих мощностей. Такая стратегия, в отличие от существующей Национальной энергетической программы НЭПУ-2010, должна ориентироваться на современные, наиболее экономичные и экологически чистые энергетические технологии, которые, кроме того, обеспечены ресурсами, достаточными для длительной эксплуатации.

2. В последнее время внимание многих исследователей привлекает изыскание оптимальных путей развития энергетики тех или иных регионов. К сожалению, имеющиеся рекомендации, как правило, грешат субъективизмом, односторонностью

подхода, отсутствием учета ряда существенных факторов. Например, согласно [1], возможны три пути развития на отдаленную перспективу:

а) использование угля в качестве основного топлива;

б) применение разрабатываемых ядерных энергетических технологий (термоядерный синтез, котлы внутреннего сгорания (КВС) взрывного типа, бридеры);

в) использование возобновляемых источников (при этом не рассматриваются ни ТЭС на углеводородном топливе, ни АЭС на тепловых нейтронах из-за ограниченности ресурсов).

Резонно отмечая существенные недостатки вариантов а) и б) (например, парниковый эффект, кислотные дожди и другие неблагоприятные воздействия угольных ТЭС на окружающую среду; огромный расход металла на производство КВС — до 1 т стали на установленный кВт, охрупчивание металла КВС под действием мощного потока нейтронов и др.), авторы [1] приходят к весьма спорному выводу, что энергетика будущего должна быть основана только на возобновляемых источниках. Возможно, что к концу XXI века так и произойдет, но известные оценки МИРЭС свидетельствуют, что к 2020 г. лишь 2% мировых потребностей в энергии смогут быть удовлетворены за счет нетрадиционных источников. Трудно представить себе, что в ближайшие несколько десятилетий вся энергетика будет, например, только угольной, солнечной или ядерной. Очевидно, ключ к решению проблемы только в рациональном сочетании различных энергоносителей в зависимости от конкретных особенностей региона.

В связи с изложенным возникает вопрос о роли атомной энергетики в украинской экономике на ближайшие 10 — 20 лет. Конечно, постчернобыльский синдром все еще продолжает оказывать сильное воздействие на общественное мнение по данному вопросу. С другой стороны, серьезные недос-

атки существующей ядерной технологии (накопление долгоживущих изотопов трансурановых элементов, прежде всего оружейного плутония; огромные расходы на вывод из эксплуатации блоков, проработавших свой ресурс) утверждают многих специалистов в мнении, что у атомной энергетики Украины нет будущего. Однако здесь следует обратить внимание на два важных момента:

- после Чернобыля приняты кардинальные меры по повышению безопасности, и уже в настоящее время безаварийно работающая атомная станция наносит в десятки раз меньший ущерб окружающей среде, чем любые, сколь угодно совершенные ТЭС;

- если ориентироваться не на существующий уран-плутониевый топливный цикл, а на новые ядерные технологии, оценка перспектив развития атомной энергетики в нашей стране становится диаметрально противоположной. Эти вопросы более подробно и обсуждаются ниже.

Прежде всего отметим, что в настоящее время в 31 стране работает более 440 атомных энергоблоков, которые вырабатывают более 17 % мирового производства электроэнергии. При этом доля атомной энергетики составляет в Литве 83 %, во Франции — 75 %, в Бельгии и Швеции — более 50 %, в Швейцарии и Украине — около 50 %. В нынешних кризисных условиях атомная энергетика Украины зарекомендовала себя как одна из немногих надежно и бесперебойно работающих отраслей экономики. Если учесть уровень обеспеченности Украины органическим топливом и ту высокую цену, которую общество платит за доменный уголь, содержащий до 50 % золы, становится ясно, что без атомной энергетики электроснабжение страны даже на нынешнем уровне вряд ли возможно.

3. Задачи, стоящие перед атомной энергетикой Украины, можно условно разделить на тактические и стратегические [2]. Перечень тактических задач, решение которых необходимо в ближайшие несколько лет, приведен, например, в [3, 4]. Мы остановимся здесь лишь на двух моментах:

- а) научно-техническом сопровождении безопасной эксплуатации и развития атомной энергетики;
- б) возможностях продления срока службы действующих энергоблоков.

При становлении атомной энергетики СССР в силу тех или иных причин все специализированные организации, занимающиеся ее научным сопровождением и научно-технической поддержкой, были расположены на территории России, так что сейчас в Украине подобные организации отсутствуют. Ориентация на российские научные центры связана с высокими материальными затратами и значительными неудобствами. Вместе с тем потенциал украинских исследовательских организаций (прежде всего учреждений НАНУ) вполне позво-

ляют организовать единую национальную систему научно-технической поддержки отрасли [4, 5].

Для обеспечения безопасной и надежной эксплуатации ядерных энергоблоков с водо-водяными реакторами необходимо прежде всего создать достаточно точные и достоверные методы прогнозирования развития аварийных ситуаций. Только на такой основе могут быть разработаны надежные конструкции защитных устройств и эффективные меры локализации последствий аварий.

В случае запроектной (тяжелой) аварии с выходом расплава активной зоны (кориума) за пределы корпуса реактора весьма вероятно взаимодействие кориума с водой, приводящее к паровому взрыву (ПВ). Это создает серьезную угрозу нарушения целостности герметичной защитной оболочки реактора (контейнмента) и выхода радиоактивных веществ в атмосферу. На ранних стадиях развития атомной энергетики подобное развитие событий считалось практически невозможным, но после аварий на АЭС Три Майл Айленд и в особенности на ЧАЭС, где, по мнению многих специалистов, имели место именно эти явления, их изучение стало важнейшей задачей научного сопровождения эксплуатации АЭС. Приведенные в [5, 6] обзоры известных результатов исследований в данной области показывают, что несмотря на значительное количество публикаций, посвященных различным аспектам ПВ, проблема в целом далека еще от окончательного решения. В частности, не выяснены преобладающие механизмы и количественные характеристики фрагментации расплава, данные о параметрах фрагментов (размерах и форме частиц, удельной поверхности и особенно о кинематических характеристиках) отрывочны и противоречивы, не изучено влияние давления, температуры, физических свойств веществ на инициирование ПВ, не установлены корреляции между параметрами исходной смеси (вода + кориум) и характеристиками фрагментов и т.д. Кроме того, до настоящего времени не разработаны критерии для ответа на главный вопрос: произойдет ли ПВ при данной комбинации исходных параметров? И, наконец, отсутствуют достоверные методы расчета перечисленных явлений и коды для их реализации.

Авария с расплавлением активной зоны приводит к быстрому заполнению объема контейнмента водой, паром и водородом, а также к резкому повышению давления и температуры. В объеме формируется полидисперсная многофазная смесь, состоящая из воздуха, водорода, пара, мелких капель, возникающих при его конденсации, капель миллиметрового диапазона, генерируемых спринклерными устройствами, и твердых частиц, образующихся при частичном разрушении поверхностей. Течение этой смеси характеризуется большим разнообразием "элементарных"

явлений, к числу которых относятся вынужденная и естественная конвекция, пленочная и капельная конденсация пара, теплообмен между фазами и между потоком и ограждающими конструкциями, образование и движение пленки на твердых поверхностях, турбулентное взаимодействие фаз, столкновения капель со стенкой и между собой и т.д. В последнее время создан ряд математических моделей нестационарных процессов в объеме контейнента (см. обзоры в [5, 7]), однако им свойственны существенные недостатки: отсутствие учета коллективных эффектов, использование модели односкоростной среды, некорректный учет турбулентных взаимодействий и др.

Для обоснования безопасности АЭС важнейшее значение имеет также анализ теплофизических процессов в активной зоне в стационарных, переходных и особенно аварийных режимах. Наиболее совершенные западные теплогидравлические коды (т. наз. коды улучшенной оценки) были разработаны применительно к конструкции западных реакторов, так что их применимость для реакторов ВВЭР нуждается в строгом обосновании. В связи с этим одной из наиболее актуальных задач научного сопровождения эксплуатации АЭС становится верификация и валидация указанных кодов на основе достоверной экспериментальной информации. Институты НАН Украины имеют необходимую экспериментальную базу, опыт и разработки для успешного решения всех перечисленных задач (см., например, [8, 9]).

б) Как известно, срок безопасной работы атомных энергоблоков с реакторами ВВЭР определяется прежде всего уровнем эксплуатационной надежности самого реактора. Видимо, простейший путь продления срока службы реактора связан с определенным снижением его мощности, однако этот вариант имеет и недостатки, важнейший из которых — неэффективность работы паротурбинной установки при нагрузках заметно ниже номинальной. Для его устранения, видимо, наиболее целесообразно заместить тепловую мощность частично заглушенного реактора за счет сжигания органического топлива [10]:

Изучение возможностей реконструкции АЭС на основе различных комбинированных циклов уже давно привлекает внимание специалистов России, Украины, США, ФРГ и других стран. Не останавливаясь здесь на детальном анализе этого вопроса (см. [10, 11]), отметим лишь оригинальную схему, разработанную во Всероссийском теплотехническом институте (ВТИ). Основным моментом является перегрев насыщенного пара и частичное замещение регенеративных подогревателей за счет теплоты отходящих газов газотурбинной установки. Однако подобные циклы, отличающиеся очень высоким термическим КПД, достигающим уровня МГД-электростанций, не нашли

применения по единственной причине: из соображений безопасности ГТУ должна быть расположена достаточно далеко от реактора, так что возникает необходимость транспортирования огромных количеств дымовых газов (или пара) на значительное расстояние. Для преодоления этого недостатка ВТИ предлагает использовать промежуточный высокотемпературный теплоноситель (расплавы солей), отбирающий теплоту от дымовых газов в контактном теплообменнике и передающий ее пару или воде в поверхностном аппарате [11]. При этом вследствие высокой теплоемкости транспортирование промежуточного теплоносителя трудностей не вызывает. В пользу парогазовых надстроек говорят и следующие показатели: стоимость надстройки примерно в полтора раза меньше, чем капиталовложения в строительство парогазовой ТЭС, и в 4 — 7 раз меньше, чем строительство АЭС с реакторами ВВЭР.

4. По данным [12] к 1990 г. в мире было накоплено 902 т плутония, в т.ч. 248 т оружейного, 122 т энергетического выделенного и 532 т невыделенного плутония из отработавшего ядерного топлива. Кроме того, при использовании уран-плутониевого цикла накапливаются и другие высокофоновые долгоживущие изотопы: нептуний, америций, кюрий. Обеспечение длительного хранения радиоактивных отходов современной ядерной энергетики представляет собой чрезвычайно сложную техническую задачу и потребует огромных расходов.

В связи с этим особый интерес представляет разработка альтернативных вариантов получения энергии за счет деления тяжелых ядер. Один из них — использование известного уран(233)-ториевого топливного цикла на основе жидкосолевых реакторов (ЖСР), с ядерным топливом в расплавах фторидных солей [2, 13]. Как показано в [13], при нейтронном потоке порядка $10^{13} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ в активной зоне ЖСР не происходит накопление ядер актинидов с массовым числом более 235, и образующиеся радиоактивные отходы содержат только короткоживущие изотопы. Таким образом, важнейшей стратегической задачей атомной энергетики Украины является практическое освоение уран-ториевого цикла на основе ЖСР (несомненно, для ее решения необходима организация международного сотрудничества специалистов, прежде всего из России и США, где проводились лабораторные исследования режимов работы ЖСР). Однако даже по оптимистическим прогнозам промышленное внедрение нового цикла потребует не менее 10 — 15 лет.

В связи с изложенным возникает вопрос: по какому пути развиваться атомной энергетике Украины в ближайшие десятилетия? Вероятно, оптимальный вариант связан с применением топливного цикла без воспроизводства ядерного горючего на основе высокообогащенного урана-235

[13, 14]. Важно отметить, что такой цикл может быть осуществлен уже сейчас с использованием российских судовых реакторов заводского изготовления, работающих на интерметаллидном топливе с повышенным обогащением до 45 — 65 %. Такие реакторы компактны, транспортабельны, допускают высокую скорость маневрирования, легко комплектуются в станции различной мощности. Известны предложения о подземном размещении атомных реакторов, однако большие габариты современных энергетических реакторов с уран-плутониевым циклом заставили отказаться от этой идеи. В то же время станция на основе судовых реакторов вполне может быть размещена в небольших подземных выработках. Следует также заметить, что подобные реакторы (за исключением активной зоны) могут изготавливаться на отечественных предприятиях.

Данный вариант обладает многими неоспоримыми преимуществами: резко повышается экологическая безопасность, предельно облегчается вывод реактора из эксплуатации (он осуществляется так же, как и утилизация судовых установок), после окончания срока службы отработавший ре-

актор заменяется новым с использованием тех же подземных помещений и всей инфраструктуры и т.д. По данным Всероссийского проектного и научно-исследовательского института энергетических технологий (см. [2]) капиталовложения в АЭС с корабельными реакторами типа КН-3 в несколько раз меньше, чем в АЭС с реакторами ВВЭР, (при одинаковой рабочей мощности), а себестоимость электроэнергии примерно равна 1,2 цент/кВт·ч. Единственный недостаток указанного цикла — необходимость высокого обогащения урана. Однако в таких реакторах можно использовать накопленный высокообогащенный уран из оборонных программ, а также оружейный и энергетический плутоний.

Таким образом, приведенные соображения убедительно свидетельствуют о том, что в течение ближайших десятилетий атомная энергетика должна сохранить свое место в общем энергобалансе страны. При этом замещающие мощности целесообразно строить на основе новых топливных циклов, отличающихся высокой экономичностью и исключающих накопление значительных количеств высокофоновых долгоживущих отходов.

1. Алексеев В. В., Рустамов Н. А. Три пути развития энергетики и их воздействие на окружающую среду // Изв. вузов. Энергетика. — 1997. — № 3 — 4. — С. 57 — 61.

2. Домашев Е. Д. О возможности развития атомной энергетики в Украине // Пром. теплотехника. — 1998. — № 3. — С. 42 — 49.

3. Фрідман М. А. Роль ядерної енергетики у забезпеченні безпеки України // Енергетична безпека України: чинники впливу, тенденції розвитку. — УЕЗ: Київ, 1998. — С. 61 — 66.

4. Домашев Е. Д. Проблемы научного сопровождения атомной энергетики Украины // Пром. теплотехника. — 1998. — № 4. — С. 43 — 48.

5. Домашев Е. Д., Шрайбер А. А. Об организации в Украине комплексных исследований аэрогидродинамических, теплофизических и физико-химических процессов при запроектной аварии ядерного реактора // Пром. теплотехника. — 1998. — № 6. — С. 51 — 58.

6. Богатырев И. Л., Загоруйко Ю. Д., Ремизов О. В. и др. Расчетно-теоретическое моделирование взаимодействия расплава топлива с теплоносителем в процессе парового взрыва // Теплоэнергетика. — 1997. — № 9. — С. 54 — 63.

7. Belov V. A., Nigmatulin B. I., Ris V. V. et al. Numerical simulation of heat and mass transfer in the containment of a nuclear power plant // Proc. Int. Meet. Adv. Reactor Safety. — Orlando, 1997. — P. 921 — 928.

8. Домашев Е. Д., Архипов А. П., Глыгало В. В., Колочко В. Н. Экспериментальные стенды и установки для обоснования безопасности АЭС Украины // Пром. теплотехника. — 1993. — № 4. — С. 98 — 103.

9. Стернин Л. Е., Шрайбер А. А. Многофазные течения газа с частицами. — М.: Машиностроение, 1994. — 320 с.

10. Домашев Е. Д., Колыхан А. И., Рейсиг В. А. и др. О возможности продления срока службы действующих блоков АЭС с водоохлаждаемыми реакторами типа ВВЭР // Пром. теплотехника. — 1998. — № 5. — С. 42 — 47.

11. Домашев Е. Д. Возможности совершенствования термодинамических циклов и технологических схем атомных электростанций Украины // Пром. теплотехника. — 1998. — № 1. — С. 44 — 49.

12. Ведекин Л. Х. Энергетика и экология. Безопасность человека и среды как условие развития // II Бюлл. МАГАТЭ. — 1997. — Т. 39. — № 3. — С. 26 — 36.

13. Карелин А. И. Проблемы и перспективы развития ядерной энергетики // Радиохимия. — 1996. — Т. 38. — № 4. — С. 289 — 299.

14. Инвестиционный проект "ПАТЭС в Приморье". — Санкт-Петербург: ЦНИИ им. акад. А. Н. Крылова, 1994. — 109 с.