

СОДЕРЖАНИЕ

АКТУАЛЬНЫЕ
ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ

П.Н. Алексеев, А.Ю. Гагаринский, Н.Н. Пономарев-Степной, В.А. Сидоренко
Требования к атомным станциям XXI века 3

ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО
РОССИИ

А.Гагаринский, И.Гагаринская
Тень Чернобыля и парниковый эффект 19

БЕЗОПАСНОСТЬ,
Нид ЯЭУ

В.М.Маркочев, Ю.В.Шамраев
Расчет прочности поврежденных трубопроводов АЭС методом реальных элементов 26

ЭКОЛОГИЯ
ЭНЕРГЕТИКИ

*С.Д. Гаврилов, В.А. Кремнев, А.А. Грудаков, С.А. Дмитриев, А.А. Резник,
Л.П. Хамьянов, С.Л. Эльяш*
Основные направления обращения со средне- и низкоактивными отходами
в атомной энергетике России 33

Б.В. Никипелов
Краткое обоснование необходимости изменения п.3 ст.50 "Закона об охране
окружающей природной среды" 37

А. Г. Асеев, С. А. Субботин
Оценка и сравнение потенциальной опасности плутония 39

ФИЗИКА И ТЕХНИКА
РЕАКТОРОВ

*С.В. Баринов, В.В. Васильев, В.К. Викулов, В.К. Давыдов, А.П. Журнов,
Ю.И. Митяев, А.В. Радкевич, М.И. Рождественский*
Программа FАСТ98 для трехмерных нейтронно-теплогидравлических расчетов
кипящего реактора ВК-300 48

Ю.В. Волков, Т.Г. Петросов, М. Монери
Оценка влияния (γ, n) и ($n, 2n$) реакций на критичность и кинетику
тяжеловодного ядерного реактора 52

ТЕПЛОФИЗИКА

*А.П. Сорокин, А.Д. Ефанов, Е.Ф. Иванов, Д.Е. Марцинюк, Г.П. Богословская,
К.С. Рымкевич, В.Л. Мальков*
Расчетно-экспериментальные исследования условий устойчивого теплообмена
при возникновении кипения жидкого металла в режиме аварийного
расхоложивания быстрого реактора 59

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ
И РАДИОАКТИВНЫЕ
ОТХОДЫ

Б.В. Никипелов
Ядерный топливный цикл РФ 71

*Б.Я. Зильберман, Л.В. Сытник, Б.Я. Галкин, А.Г. Горский, В.Б. Павлович,
Э.Я. Сметанин, Ф.П. Раскач*
Разработка методов химического обращения с ториевыми материалами
в уран-ториевом топливном цикле 77

В.С. Наумов, А.В. Бычков, С.К. Вавилов
Технологические возможности пирохимического получения топлива на основе
оксида тория 84

В.Б. Глебов, А.Н. Шмелев, В.А. Апсз, П.В. Цветков, А.Е. Синцов
Долговременная радиационная защита ТВС с МОХ-топливом от неконтролируемого
распространения ядерных материалов 90

В.М. Лебедев, Н.Н. Давиденко, А.И. Архангельская
Замкнутый топливный цикл АЭС России. Проблемы и перспективы 96

АТОМНЫЕ
ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

А.Ю. Проходцев
Анализ проблемы смены дат для энергоблоков ВВЭР-1000 104

И.С. Акимов, А.А. Дементьев, Ф.Т. Тухветов
Опыт эксплуатации реакторов ЭГП-6 Билибинской АЭС 109

CONTENTS

CURRENT PROBLEMS OF NUCLEAR ENGINEERING	<i>P.N. Alekseev, A.Yu. Gagarinski, N.N. Ponomarev-Stepnoif, V.A. Sidorenko</i> Requirements to XXI Century NPPs.....	3
NUCLEAR SOCIETY RUSSIA	<i>A. Gagarinski, I. Gagarinskaya</i> Shadow of Chernobyl and the Greenhouse Effect.....	19
SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP	<i>M. Markotchev, Yu.V. Shamraev</i> Calculation of the Strength of NPP' Failed Pipelines with the Real Elements Method.....	26
ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING	<i>S.D. Gavrilov, V.A. Kremnev, A.A. Grudakov, S.A. Dmitriyev, A.A. Resnik, L.P. Khamyanov, S.L. El'yash</i> Main Trends of Intermediate- and Low-Level Radioactive Waste Management in Russia.....	33
	<i>B.V. Nikipelov</i> Brief Substantiation of Necessity of Changing of the Item 3 of the Article 50 of the "Law on Protection of Natural Environment".....	37
	<i>A.G. Aseev, S.A. Subbotin</i> Evaluation and Comparison of Plutonium Potential Hazard.....	39
REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY	<i>S.V. Barinov, V.V. Vasil'ev, V.K. Vikulov, V.K. Davidov, A.P. Zhirnov, Yu.I. Mityaev, A.V. Radkevich, M.I. Rozhdestvensky</i> FACT98 Code for Three-Dimensional Neutronics and Thermal Hydraulics Calculations of Boiling VK-300 Reactor	48
	<i>Yu.V. Volkov, T.G. Petrosov, M. Moniri</i> Evaluation of effects of (γ, n) & ($n, 2n$) reactions on criticality and kinetics of heavy-water reactor.....	52
THERMAL PHYSICS	<i>A.P. Sorokin, A.D. Yefanov, Ye.F. Ivanov, D.Ye. Martsiniouk, G.P. Bogoslovskaya, K.S. Rymkevich, V.L. Malkov</i> Numerical and Experimental Investigations of Stable Heat-Exchange Conditions with Liquid Metal Boiling under Fast Reactor Accident Heat Removal Regime.....	59
FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT	<i>B.V. Nikipelov</i> Nuclear Fuel Cycle in Russian Federation	71
	<i>B.Ya. Zilberman, L.V. Sytnik, B.Ya. Galkin, A.G. Gorsky, V.B. Pavlovich, E.Ya. Smetanin, F.P. Raskach</i> Development of the Chemical Treatment Methods for Thorium Materials in a Uranium - Thorium Fuel Cycle	77
	<i>V.S. Naumov, A.V. Bychkov, S.K. Vavilov</i> Technological Possibilities of Pyrochemical Fabrication of Fuel on the Base of Thorium Oxide	84
	<i>V.B. Glebov, A.N. Shmelev, V.A. Apse, P.V. Tsvetkov, A.E. Sintsov</i> Long-Term Radiation Protection of MOX-Fuel Assemblies against Uncontrolled Proliferation of Nuclear Materials.....	90
	<i>V.M. Lebedev, N.N. Davidenko, A.I. Archangel'skaya</i> Closed Fuel Cycle of Russian NPP. Problems And Prospects.....	96
NUCLEAR POWER PLANTS	<i>A.Yu. Prokhotsev</i> Analysis of Y2K Problem for VVER-1000 Reactors	104
	<i>I.S. Akimov, A.A. Dementiev, F.T. Tukhvetov</i> Operating Experience of Bilibino NPP EGP-6 Reactors	109



УДК 621.311.25:621.039.004

ТРЕБОВАНИЯ К АТОМНЫМ СТАНЦИЯМ XXI ВЕКА

**П.Н.Алексеев, А.Ю.Гагаринский, Н.Н.Пономарев-Степной,
В.А.Сидоренко**

РНИЦ - Курчатовский институт, г. Москва



Развитие энергетики в XXI в. будет подчиняться тенденции к более равномерному потреблению на душу населения и по регионам. Среди конкурирующих источников энергии - органических топлив, солнечной и ядерной энергии - принципиальные и положительные качества ядерной энергетики - практически неограниченные ресурсы топлива, его высокая энергоёмкость, экологическая совместимость с возможностью высокой концентрации отходов - определяют развитие крупномасштабной ядерной энергетики. Признаки крупномасштабной энергетики - большая доля (десятки процентов) в производстве электроэнергии, разнообразные области (ЭЭ, теплоснабжение, технологии, транспорт) и среды применения (суша, океан, космос), расширение числа стран-пользователей, различные энергетические системы (централизованные, автономные), обязательное воспроизводство и повторное использование наработанного топлива - создают разнообразие требований к ядерно-энергетическим установкам будущего. Условиями развития такой ядерной энергетики являются ее экономическая эффективность, безопасность (реакторов и топливного цикла с отходами производства), достаточные характеристики воспроизводства ядерного горючего, гарантии нераспространения ядерного оружия. Преemptивность в развитии ядерной энергетики диктует требования к реакторным системам ближней и дальней перспективы.

Приемлемый уровень безопасности тесно связан с масштабами энергетики и с областями применения ядерных энергоисточников, однако неизбежен прогресс в направлении снижения потенциальной опасности реакторных установок и удешевления защитных систем. При выборе новых направлений важна демонстрация новых качеств в решении задач атомной энергетики будущего.

В перспективе может существовать достаточное разнообразие реакторных технологий. В докладе обсуждаются формирующиеся требования к атомным станциям следующих этапов развития - по безопасности, экономичности, пользовательским качествам, топливоиспользованию - и ожидаемые этапы этого развития.

© П.Н.Алексеев, А.Ю.Гагаринский, Н.Н.Пономарев-Степной, В.А.Сидоренко, 1999

* Доклад на X Международной конференции Ядерного общества России (Обнинск, 28 июня-2 июля 1999 г.)

ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

ТЕНДЕНЦИИ ЭНЕРГЕТИКИ XXI В

Тенденцией развития энергетики в XXI в. будет стремление к более равномерному потреблению энергии на душу населения и по регионам мира. Прогнозируется, что произойдет как минимум удвоение производства энергии к середине XXI в. Масштаб потребления энергии к середине XXI в. составит приблизительно 5×10^{20} Дж/год. Конечное потребление энергоресурсов оценивается следующим распределением по видам энергии: электроэнергия - около $1/4$; тепло, транспорт, технологии - около $3/4$.

В качестве основных конкурирующих первичных энергетических ресурсов энергии в XXI в. будут фигурировать органическое топливо (уголь, нефть, газ), ядерная энергия и солнечная энергия.

XXI В. - ЭТАП КРУПНОМАСШТАБНОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Динамика развития и долевое участие каждой энергетической технологии в балансе мирового производства энергии определяются в основном ресурсами топлива, экономическими показателями, воздействием на окружающую среду.

Энергоресурсы. Сравнение запасов энергоресурсов с величиной потребляемой энергии показывает, что разведанные запасы органического топлива могут обеспечить энергопотребление в течение нескольких сотен лет. Однако, учитывая, что основная доля ресурсов органического топлива приходится на уголь, по мере уменьшения запасов нефти и газа уже в XXI в. предстоит структурная перестройка потребителей первичных ресурсов энергии с включением в них заметной доли угля, что потребует новых технологических решений.

Оценки запасов ядерного топлива в земной коре и в водах океанов даже при консервативных предположениях о возможном извлечении этих материалов показывают, что использование ядерной энергии не встретит ресурсных ограничений на обозримый период времени.

То же можно сказать и о принципиальной возможности использования солнечной энергии. Поток солнечной энергии в тысячи раз превосходит величину ежегодно потребляемой человечеством энергии, а естественный синтез биомассы на порядок превышает эту величину.

Итак, в XXI в. человечество не встретится с недостатками энергоресурсов, но ему предстоит решать проблему очередной смены энергетической технологии.

Экологические пределы. Окружающая среда с теми или иными последствиями адаптируется к техногенным воздействиям.

При производстве энергии в окружающую среду возвращаются отходы и низкопотенциальное тепло. Одним из принципиальных ограничений наращивания мощности производства энергии является тепловой предел, который возникнет из-за нарушения теплового баланса Земли. Достижение этого предела выходит за XXI в.

В последние десятилетия активно изучается глобальное потепление климата. Это потепление связывается с парниковым эффектом. Одной из компонент так называемых парниковых газов является углекислый газ. Оценивая возможность адаптации природы к наращиванию производства энергии, мы видим, что окружающая среда не справляется с экологической нагрузкой от сжигания органического топлива из-за выбросов продуктов сгорания. Разработанные и реализуемые технологии очистки продуктов сгорания от окислов серы и азота позволили уменьшить опасность для окружающей среды этих вредных выбросов. Однако вызывает



сомнение возможность приемлемого технического решения проблемы выброса CO_2 . Этот фактор является одним из принципиальных ограничений наращивания производства энергии за счет сжигания органического топлива.

Для ядерных источников характерна компактная форма отходов и технически обоснованная возможность концентрации и локализации радиоактивных продуктов сгорания. Суммарная масса ядерных отходов отличается от массы отходов при сжигании органического топлива в сотни тысяч раз. И это несомненное преимущество ядерной энергии. Потенциальная экологическая опасность использования ядерной энергии связана с образованием радиоактивности. В процессе работы реакторов изменяется баланс радиоактивных веществ. Одновременно протекают два противоположных процесса: уничтожение радиоактивных ядер, имеющих естественную радиоактивность, и образование новых радиоактивных ядер. Возникающая радиоактивность не превышает по количеству распадов активность исходных элементов. Однако, т.к. продукты деления являются короткоживущими изотопами, радиоактивность облученного топлива по количеству распадов в единицу времени превышает радиоактивность исходного ядерного сырья на протяжении нескольких тысяч лет. Это определяет требование экологической приемлемости реакторного топливного цикла: образующаяся радиоактивность должна быть локализована на всех стадиях в обозначенном выше временном интервале. Оценивая принципиальную возможность решения этой проблемы, важно подчеркнуть, что благодаря небольшим объемам радиоактивные отходы могут быть локализованы в компактной форме, а необходимый масштаб времени локализации найдется в освоённых человечеством пределах.

Таким образом, атомная энергетика при нормальной эксплуатации и выполнении условия гарантированной локализации радиоактивных отходов имеет несомненные экологические преимущества перед конкурентами. Ее влияние на окружающую среду может быть ограничено практически только тепловым воздействием.

Динамика развития энергетических технологий. Информация о вкладе различных энергетических ресурсов в мировое производство энергии позволяет проследить динамику использования основных энергетических ресурсов: древесина, уголь, нефть, газ, ядерная энергия. Конкурирующие энергетические технологии ведут себя таким образом, что доля каждой технологии может быть описана закономерностью, подчиняющейся логистике.

Такая закономерность объясняется действием большого количества причин, к которым относятся: ресурсы энергоносителей, влияние на среду обитания, эффективность генерации и использования энергии, риск, удобство, экономические аргументы (цена, стоимость, эффективность инвестиций) и многое другое. Одним из мотивов сосуществования нескольких энергетических технологий в значимых долях является недопустимость для общества зависимости от монопольного влияния одной из технологий.

Одним из принципиальных положений этих зависимостей является вывод об инерционности внедрения новой энергетической технологии в производстве энергии. Это обусловлено не столько техническими проблемами, сколько значительной емкостью капитальной составляющей энергетического производства и допустимыми из соображений риска темпами инвестиций. Масштаб времени для выхода той или иной технологии на лидирующие позиции в производстве энергии составляет более ста лет. Природный газ будет занимать лидирующие позиции в

ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

производстве энергии в первой половине XXI в., однако истощение дешевых месторождений приведет к снижению его использования и необходимости введения в энергетику еще одного мощного энергетического ресурса.

Ядерная энергия обладает рядом неоспоримых положительных качеств. Это практически неограниченные ресурсы топлива, высокая энергоемкость, возможность высокой концентрации отходов энергетического производства и возможность обеспечить хорошую экологическую совместимость.

Наличие апробированных в энергетике ядерных технологий, доказанная экономическая конкурентоспособность и техническая безопасность делают атомную энергию фаворитом в обеспечении значительной доли производства энергии ко времени очередной смены энергоносителя в XXI в. Таким образом, XXI в. - это век становления крупномасштабной ядерной энергетики. Увеличение доли атомной энергетики в производстве энергии не может произойти в короткий срок в силу инерционности развития производства энергии. Поэтому достаточно длительное время будут сосуществовать несколько технологий, которые вносят значительный вклад в производство энергии.

ПРИЗНАКИ КРУПНОМАСШТАБНОСТИ АЭ

Прогнозируя значительную долю атомной энергетики в производстве энергии, необходимо сформулировать признаки такой крупномасштабной энергетики.

Доля атомной энергии в производстве энергии будет составлять более десятка процентов, что при нынешней величине около трех процентов означает увеличение в несколько раз. Признавая, что наиболее освоенной и технически наиболее удобной областью использования ядерной энергии является производство электроэнергии, можно прогнозировать, что наращивание ядерной энергетики будет происходить в первую очередь за счет доли атомной энергии в производстве электрической энергии и достигнет нескольких десятков процентов в сравнении с нынешними полутора десятками процентов.

Наряду с наращиванием использования ядерной энергии для производства электричества потребуются осваивать и другие области применения атомной энергии, такие как бытовое и промышленное теплоснабжение, технологические процессы, транспорт. Внедрение ядерной энергии на транспорте будет осуществляться в виде ядерных энергетических установок для морских судов, а также, возможно, в виде искусственного топлива, которое можно производить, используя ядерную энергию в технологических процессах. С учетом сказанного, будет расширяться среда применения ядерных установок, охватывая не только традиционную сушу, но и океан, а в перспективе космос.

Основной рост производства энергии в следующем столетии будет происходить в развивающихся странах, поэтому неизбежно расширение числа стран, использующих ядерную энергию. Это, главным образом, страны Азии, Южной Америки, Африки. Внедрение ядерной энергии в странах и регионах, в которых отсутствуют мощные энергетические сети, потребует использования ядерных установок средней и малой мощности. Таким образом, необходимо создавать ядерные установки большой и средней мощности для использования в составе единых энергетических сетей, а также установки малой мощности для работы в автономном режиме.



НЕОБХОДИМЫЕ УСЛОВИЯ И ЧЕРТЫ КРУПНОМАСШТАБНОЙ АЭ

Особенности крупномасштабной ядерной энергетики, такие как увеличение объемов использования ядерной энергии, расширение областей ее применения, расширение круга стран, использующих ядерные установки, характеризуют качественное изменение и делают необходимым уточнить условия и требования, которые должны быть обязательными для системы и элементов крупномасштабной атомной энергетики.

Безопасность. Образующаяся при функционировании атомной энергетики радиоактивность должна быть надежно локализована в интервале времени, когда ее уровень превышает радиоактивность исходных сырьевых материалов. Надежная локализация радиоактивности - это последовательная реализация концепции глубоководной защиты, включающей систему технологических барьеров, ограничивающих распространение радиоактивности, мероприятия по предотвращению аварийных нарушений барьеров и мероприятия по снижению аварийных последствий.

Крупномасштабная ядерная энергетика требует демонстрации нового, более высокого уровня безопасности, который должен быть воспринят обществом. Это требование относится ко всем элементам топливного цикла: атомная станция, реактор, отработавшее ядерное топливо, его хранение, транспортировка, переработка, захоронение.

Современные атомные станции демонстрируют приемлемый уровень безопасности, опираясь на опыт эксплуатации и реализуя дополнительные мероприятия по повышению безопасности с учетом уроков имевших место аварий. Безопасность остальных элементов ядерного топливного цикла и, в первую очередь, производств по переработке отработавшего ядерного топлива и по обращению с радиоактивными отходами обоснована в меньшей степени, что вызывает нарекания общественности. Требуется приложить серьезные усилия, как в области фундаментальных и прикладных исследований, так и в области разработок и технологических реализаций, чтобы достичь в этих звеньях эквивалентного уровня безопасности.

Для перспективной ядерной энергетики цель уменьшения исходной опасности атомного объекта (в первую очередь, ядерно-энергетической установки) становится центральной. Это достигается оптимальным выбором его конструкции, наличием необходимого комплекса свойств и характеристик. В системе средств и способов обеспечения безопасности на первый план будет выдвигаться максимальное использование и развитие свойств внутренней защищенности.

В снижении исходной опасности объекта - база уменьшения стоимости защитных средств и всей станции и устранения возможности аварий со значительными радиационными последствиями ("тяжелых" аварий).

К свойствам внутренней защищенности можно отнести такие группы технических свойств, решений и т.п.:

- максимально возможное устранение и уменьшение опасных факторов - уменьшение запаса реактивности, снижение давления, температуры, химической активности (или соответствующего выбора) теплоносителя, выбор соответствующих материалов, условий их работы, соответствующих запасов в эксплуатационных условиях и др.;



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

- эффективные отрицательные обратные связи при отклонении процессов от нормы, обеспечивающие самогашение аварийных процессов;
- использование естественных и саморегулируемых процессов, исключающих возможность аварийных отказов, повреждений или уменьшающих их последствия;
- максимально возможное повышение инерционности процессов, повышающее эффективность преодоления опасного развития событий и создающее дополнительные резервы времени для эффективного вмешательства оператора в процесс.

Аналогичным образом совершенствуются (повышается эффективность и надежность, удешевляются) средства управления авариями:

- максимальное использование пассивных технических средств, т.е. средств, не требующих источников энергии или вспомогательных (инициирующих) механических устройств;
- максимальное использование естественных процессов, самосрабатывающих устройств прямого действия (непосредственно по режимному параметру или состоянию процесса и т.д.).

Одной из принципиальных компонент безопасности является необходимый уровень культуры безопасности в звеньях государственного и технического управления, а также в сфере производства. Расширение круга стран, использующих атомную энергетику, и, особенно, из числа развивающихся стран, делает эту проблему актуальной.

Воспроизводство ядерного топлива (Pu и U-233). Одним из основных аргументов конкурентоспособности ядерной энергетики XXI в. является практическая неограниченность топливных ресурсов, обусловленная возможностью воспроизводства нового ядерного топлива: плутония и урана-233. Ныне действующие реакторы используют в лучшем случае около 1% добываемого урана. В этих условиях имеющиеся экономически приемлемые запасы урана могут обеспечить топливом ядерную энергетику нынешнего масштаба менее чем на 100 лет. Топливная база широкомасштабной ядерной энергетики должна быть основана на воспроизводстве и повторном использовании делящихся ядерных материалов. Замкнутый топливный цикл является обязательным условием крупномасштабной ядерной энергетики XXI в.

Гарантии нераспространения. Такие признаки крупномасштабной ядерной энергетики как увеличение объемов, расширение областей применения, расширение круга стран могут сказаться на риске распространения и необходимо выполнить значительный круг работ, направленных на повышение гарантий нераспространения. Должны быть разработаны и внедрены организационные и технические меры, технологические барьеры на пути несанкционированного распространения ядерных делящихся материалов, которые обеспечивают защиту ядерных материалов на уровне риска доступности ядерных материалов из источников естественного происхождения.

Требование снижения риска распространения будет влиять на отбор технологических решений во всех звеньях топливного цикла крупномасштабной ядерной энергетики, направляя их на уменьшение накопления пригодных для оружия ядерных материалов и использование конструктивных схем, затрудняющих выведение ядерных материалов из цикла.



Проблема распространения ядерных материалов и технологий будет требовать постоянного внимания, учитывая научно-технический прогресс в области информационных систем, системы распространения знаний, повышение уровня знаний, и в области технологий получения опасных ядерных материалов. В связи с этим, работы по снижению риска распространения должны включать:

- совершенствование технических средств и, в том числе, средств первой и второй линии защиты, контроля ядерных материалов, дистанционный мониторинг;
- разработку и внедрение новых технологий, которые обеспечивают снижение объемов циркуляции и внутреннюю защищенность ядерных материалов.

Экономическая конкурентоспособность. Решающую роль в выборе того или иного источника энергии в конкретной ситуации будут играть экономические показатели. Набор компонент стоимости производства электричества должен включать не только стоимости непосредственной генерации электричества, но и стоимость компенсации воздействия на окружающую среду при нормальных условиях работы и при возникновении аварийных ситуации с приемлемым показателем риска для всего топливного цикла. Среди энергетических источников разного типа только ядерная энергетика способна замкнуть затраты на компенсацию воздействия на окружающую среду. Это обусловлено высокой энергоемкостью ядерного топлива и, соответственно, компактной формой отходов. Органические источники энергии не способны к замыканию затрат по выбросу CO_2 . Дополнительная составляющая так называемой "социальной" стоимости, которая учитывает воздействие каждой технологии на человека и окружающую среду, даже без учета воздействия CO_2 , более значима для органического топлива и, особенно, для угля.

В силу большой емкости капитальной составляющей и длительности окупаемости энергетическое производство относится к разряду естественных монополий, что затрудняет действие рыночных механизмов в этой сфере. Поэтому наряду с экономическими аргументами при выборе той или энергетической технологии необходима политическая воля и настрой общества.

ЯДЕРНЫЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС

В хозяйственной деятельности общества ядерный энергетический комплекс использует добываемые из земли сырьевые материалы, производит полезную продукцию; энергию и изотопы и возвращает в окружающую среду ядерные отходы. Для выполнения этих функций ядерный комплекс должен иметь следующие звенья: добыча и переработка топливного сырья, изготовление топлива, реакторы, переработка отработавшего ядерного топлива, захоронение отходов. Реализация широкомасштабной ядерной энергетики требует существенного развития таких звеньев как реакторы для расширенного воспроизводства ядерного топлива, радиохимическое производство для переработки отработавшего топлива, производство для повторного использования ядерных материалов и производство для захоронения отходов. Многие звенья этой структуры в развивающейся ядерной энергетике являются продолжением существующего комплекса, включая его научную, техническую, промышленную и сырьевую базу. Все это создает условия для вхождения в масштабную ядерную энергетику XXI в.

ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

РЕАКТОРЫ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ XXI В.

В крупномасштабной ядерной энергетике будут присутствовать реакторы различного типа. Одним из возможных вариантов их классификации является классификация по функциональной принадлежности: производство энергии, расширенное воспроизводство топлива, производство изотопов и выжигание актинидов.

Производство энергии. Основное назначение реакторов - это производство энергии. В решение этой задачи будут вовлечены реакторы на тепловых и быстрых нейтронах всех функциональных направлений.

Разнообразие признаков и условий существования крупномасштабной атомной энергетике определяет необходимость наряду с совершенствованием проектов ныне действующих реакторов проводить поиск и разработку реакторов нового поколения. Предпочтение при выборе направлений новых разработок должны иметь предложения, которые вносят новое качество в решении проблем ядерной энергетике будущего. Невозможно предложить на перспективу единственный проект, который бы наилучшим образом решил все задачи, стоящие перед ядерной энергетикой. В перспективе будет функционировать десяток типов реакторов, каждый из которых может наилучшим образом решать ту или иную задачу крупномасштабной энергетике. В то же время основные требования: экономичность, безопасность и гарантии нераспространения - в каждом проекте и топливном цикле должны удовлетворяться неукоснительно.

Тенденцией развития энергетических реакторов будет продолжение линии на их использование для производства электричества. Будет продолжено строительство реакторов большой и средней мощности, хорошо зарекомендовавших себя на предыдущих этапах. Наряду с этим будут реализовываться линии в направлении дальнейшего увеличения мощности и в направлении реакторов малой мощности. Масштабы российских энергосистем европейской части и требование конкурентоспособности с ТЭЦ, на органическом топливе обосновывают тенденцию увеличения единичной мощности блока, а нацеленность на мировой рынок делает необходимым иметь для российского и зарубежного применения российский проект энергоблока, не уступающий западным проектам по мощности и другим показателям.

Сегодняшний и прогнозируемый с учетом восточно-европейской и азиатско-тихоокеанской составляющих развития ядерной энергетике вклад легко-водных реакторов в мировой ядерный парк с неизбежностью, диктуемой экономикой, оставляет их в мировой ядерной энергетике нового века.

В области электрогенерирующих мощностей значительное место займут реакторы-размножители в характерном для них диапазоне больших мощностей.

Требование снижения воздействия на окружающую среду приводит к необходимости повышения эффективности генерации электрической энергии. Удовлетворению этого требования будет способствовать разработка реакторов, охлаждаемых расплавленным металлом и высокотемпературных гелиевых реакторов.

Объективно начавшийся процесс расширения сферы использования ядерной энергии (когенерация тепла и электричества, источники бытового тепла, промышленное теплоснабжение), позволяет прогнозировать развитие этого процесса в новом веке.

Внедрение атомной энергии в промышленное теплоснабжение и, особенно, в энергоснабжение технологических процессов стимулирует разработки проектов высокотемпературных реакторов и как наиболее продвинутых проектов высокотемпературных гелиевых реакторов.



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

Целесообразно довести до реализации и освоить станции теплоснабжения высокой безопасности (АСТ) как альтернативу в оптимальном решении задачи обеспечения теплом крупных регионов.

Наличие труднодоступных регионов с низкой плотностью населения делает оправданным использование автономных ядерных источников малой мощности для тепло и электроснабжения. В наибольшей степени требованиям автономных энергоисточников удовлетворяют АТЭС с реакторами на естественной циркуляции с максимальным использованием пассивных средств защиты и расхолаживания. На основе необслуживаемых морских установок предлагается разработать полностью автономные теплоэлектроцентрали и опреснительные центры малой мощности повышенной безопасности. Технической базой проектов таких реакторов является судовая атомная энергетика.

Судовая атомная энергетика продемонстрировала свои возможности в экономике России. Будет продолжаться развитие судового атомного реакторного строения для транспортных целей, а также для создания плавучих атомных станций. Плавучие атомные станции могут быть использованы для производства энергии и опресненной воды. В более далекой перспективе представляет интерес использование технологий атомного подводного флота для освоения морской добычи и транспорта нефти и газа. Такие системы могут иметь значение в отдаленном будущем и для морской добычи урана.

Дальнейшее освоение космоса с созданием больших долговременных орбитальных станций, космических технологических комплексов, больших информационных и навигационных систем, реализация экспедиций к планетам Солнечной системы неминуемо потребуют использования ядерных источников, вырабатывающих электроэнергию или тягу, или и то и другое. Нельзя исключить в далекой перспективе возможность размещения мощных ядерных источников в космосе для энергоснабжения Земли.

Воспроизводство ядерного топлива. Крупномасштабная атомная энергетика не может быть реализована на использовании только урана-235. Подпитка делящейся компонентой из естественного урана, постоянно вовлекаемого в топливный цикл, будет недостаточна для функционирования всей совокупности разнообразных реакторов атомной энергетики. Воспроизводство делящихся материалов является одним из основных признаков атомной энергетики будущего. Эта функция будет реализовываться реакторами-размножителями. Основной функцией этих реакторов является расширенное воспроизводство топлива, необходимого для обеспечения топливом всей структуры атомной энергетики. Таким образом, в будущей энергетике будут сосуществовать реакторы - размножители ядерного топлива и реакторы, потребляющие топливо. Их количественное соотношение в крупномасштабной атомной энергетике мира будет определяться нейтронным балансом всей структуры атомной энергетики и уровнем воспроизводства топлива в реакторах. Поиск оптимальных решений и разработка реакторов-размножителей является существенной компонентой работ по реакторам нового поколения. Исследования и разработки предыдущего этапа убеждают в возможности решения этой задачи в первой половине XXI в., не уходя далеко от уже освоенных технологий. Наряду с совершенствованием натриевых быстрых реакторов существует возможность разработки быстрых реакторов с тяжелым металлическим теплоносителем с использованием опыта разработки судовых реакторов, быстрых реакторов, охлаждаемых гелием, с использованием опыта разработки тепловых

ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

высокотемпературных гелиевых реакторов и быстрых реакторов, охлаждаемых водяным паром, с использованием опыта кипящих реакторов. В этих реакторах-размножителях с целью повышения свойств воспроизводства топлива может быть использовано топливо на основе нитридов урана и плутония. Эти идеи, альтернативные отработанной концепции натриевого бридера, должны доказать свою реализуемость с характеристиками, которые анонсируются на базе сегодняшнего уровня знаний.

Реакторы-размножители, имеющие большую мощность блока, будут использоваться для выработки базовой электрической нагрузки. Неизбежна их тесная связь с технологическим комплексом переработки топлива. Эти соображения, а также требования нераспространения привязывают их к ограниченному числу высокотехнологических стран с крупными электросетями.

Производство изотопов и сжигание актинидов. Наряду с использованием реакторов для производства энергии будет расширяться их использование для наработки радиоактивных изотопов, необходимых для медицинского, технического и энергетического применения. Медицинские цели - это диагностика различного типа заболеваний, а также их лечение. Технические применения - это, главным образом, диагностика, а также применение радиоактивных изотопов для автономных источников энергии.

Наработка этого разнообразного набора изотопов осуществляется в специальных реакторах. По мере развития и внедрения радиохимической переработки топлива будет увеличиваться возможность извлечения при переработке все большего количества и номенклатуры полезных радиоактивных изотопов. Таким образом, можно прогнозировать развитие двух линий наработки радиоактивных изотопов. Это создание специализированных реакторов и выделение полезных радиоактивных изотопов в процессе переработки топлива.

Количество актинидов в равновесном цикле зависит от типа и соотношения тепловых и быстрых реакторов.

Положительный нейтронный баланс системы реакторов ядерной энергетики при необходимости может обеспечить не только расширенное воспроизводство ядерного топлива, а и выжигание наиболее опасных радиоактивных отходов. Для этих целей может быть разработан специальный тепловой реактор-выжигатель. Другой возможностью может быть реактор, работающий в подкритическом режиме в комбинации с внешним источником нейтронов. Внешний источник нейтронов будет потреблять часть генерируемой в системе электрической энергии.

Соотношение количества реакторов разного назначения зависит от совершенства их характеристик, областей использования, степени развитости ядерной энергетики и состояния решения проблемы обращения с радиоактивными отходами. Для установившегося развития широкомасштабной ядерной энергетики приближенная оценка соотношения мощностей ТРЭ/БРР/ТРВ имеет вид 0.6/0.3/0.1.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

Стратегия замкнутого цикла снижает потребности в добыче исходного топлива и делает оправданным вовлечение в ядерную энергетику запасов более дорогого естественного сырья.

Замкнутый топливный цикл, включающий переработку отработавшего ядерного топлива, извлечение и повторное использование ядерных материалов, является необходимым условием крупномасштабной ядерной энергетики XXI в.



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

В установившемся режиме развития ядерной энергетики затраты на все компоненты топливного цикла от добычи топлива до захоронения должны покрываться за счет производимой продукции.

Переработка отработавшего ядерного топлива для реакторов-размножителей, в которых осуществляется воспроизводство ядерного топлива, является обязательным условием крупномасштабной энергетики. Вопрос об отработавшем ядерном топливе реакторов других типов, функционирующих в структуре ядерной энергетики, будет решаться на основе сопоставления затрат на переработку, обращение с отходами и доходов от использования выделенных при переработке ядерных материалов с затратами на захоронение отработавшего ядерного топлива. Часть отработавшего ядерного топлива, переработка которой окажется экономически не эффективной, минует стадию переработки и предназначена для захоронения. В настоящее время не достаточно данных для точного ответа на этот вопрос. Развитие технологий переработки и захоронения может изменить решения нынешнего времени. По этой причине в настоящее время в ряде стран реализуется решение о временном хранении отработавшего ядерного топлива. Это решение предусматривает создание хранилищ, которые рассчитаны на длительное хранение, в процессе которого можно будет контролировать поведение отработавшего ядерного топлива, и вернуться к решению вопроса о переработке или захоронению на последующих этапах. Такой подход получил определение как контролируемое обратимое хранилище. При решении вопроса захоронения отработавшего ядерного топлива необходимо учитывать требования нераспространения.

Обращение с радиоактивными отходами, образовавшимися при работе реакторов и переработке отработавшего ядерного топлива, с конечной целью безопасного захоронения является основной не закрытой проблемой ядерной энергетики. Имеющиеся в настоящее время технические решения концентрации отходов и дальнейшего их преобразования в керамические формы или стекло могут обеспечить захоронение радиоактивных отходов в стабильных геологических структурах, однако требуется еще значительная работа по доказательству устойчивости к внешним воздействиям и безопасности предлагаемых к длительному захоронению форм отходов.

Решения о структуре и компонентах топливного цикла в промышленно развитых странах и, тем более, в странах-членах ядерного клуба принимаются ими самостоятельно на основе, главным образом, экономических и политических соображений.

При развитии ядерной энергетики и, в том числе, при расширении числа стран, использующих ядерные реакторы, возникает вопрос об организации в этих странах работ по обращению с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами. Очевидно, как и в случае традиционной энергетики, между странами будет происходить разделение работ по составляющим топливного цикла. Две особенности ядерного цикла: радиационная опасность технологий топливного цикла и риск распространения будут ограничивать распространение технологий топливного цикла.

Распространение технологии переработки отработавшего ядерного топлива увеличивает риск распространения делящихся ядерных материалов, что необходимо учитывать при расширении круга стран, использующих технологии переработки топлива. Ограниченное распространение технологии переработки вне про-

ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

мысленно развитых стран обусловлено также ее сложностью и радиационной опасностью. Экономическая эффективность производства по переработке отработавшего ядерного топлива проявляется только при достаточно больших масштабах, что требует консолидации стран, развивающих эту технологию. В этом случае возникает вопрос о процедуре и условиях передачи отработавшего ядерного топлива из одной страны в другую для хранения и переработки. Особое значение при этом имеет вопрос об обращении с радиоактивными отходами и другими ядерными материалами, полученными в результате переработки. Могут быть реализованы разные варианты. Это - захоронение радиоактивных отходов в стране, ведущей переработку поставленного ей отработавшего ядерного топлива, или возврат этих отходов в страну, эксплуатирующую АЭС. Первый путь, как правило, вызывает негативное отношение общественности страны или региона, которые взяли на себя переработку топлива. Кроме того, должны быть решены правовые проблемы. Второй путь должен предусматривать гарантии страны, ведущей переработку топлива, в отношении выполненных ею работ по подготовке радиоактивных отходов к длительному хранению или захоронению.

Производство обогащенного урана, являясь уникальной технологией, в настоящее время развито только в странах ядерного клуба. Сохранит ли мировое общество, основываясь на соображениях нераспространения, это ограничение и на последующее время?

Начальный период XXI в. наряду с традиционными операциями в топливном цикле будет характеризоваться решением задачи использования в реакторах высвобождающихся излишков ядерных оружейных материалов - высокообогащенного урана и плутония. Использование энергетического потенциала оружейного плутония расширяет топливную базу атомной энергетики. При использовании оружейного плутония будет освоена технология смешанного уран-плутониевого топлива, а также будет накоплен необходимый для будущей атомной энергетики опыт решения экологических проблем и процедур контроля, учета и защиты. Энергетическое сжигание высвобождаемого оружейного плутония может быть осуществлено в виде смешанного уран-плутониевого оксидного (МОКС) - топлива в действующих и строящихся российских реакторах: на быстрых нейтронах БН и на тепловых нейтронах ВВЭР. По мере реализации проектов перспективных тепловых реакторов (МГР-ГТ) и реакторов-размножителей на быстрых нейтронах возможно их включение в энергетическое использование избыточного оружейного плутония. Для сжигания МОКС - топлива из плутония оружейного происхождения могут использоваться на коммерческой основе энергетические реакторы за рубежом. Выбор конкретных решений будет определяться экономическими условиями реализации программы с учетом стратегии развития атомной энергетики.

Природные ресурсы тория, превышающие ресурсы урана, и его невысокая стоимость создают дополнительные возможности неограниченного по ресурсным соображениям развития атомной энергетики. Вовлечение тория в топливный цикл не только расширит топливную базу, а и облегчит решение проблемы захоронения радиоактивных отходов. В последнее время наряду с указанными преимуществами тория изучается возможность его использования в действующих или разрабатываемых реакторах с целью улучшения решения проблемы нераспространения.

Нерешенные проблемы обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом вызывают в обществе негативное отношение к развитию



ядерной энергетики. Принципиальная решаемость этих проблем не вызывает сомнения, однако достижение практических технических решений сдерживается недостаточными вложениями и трудностью практических доказательств надежности длительного захоронения ядерных отходов. Осознание обществом необходимости и приемлемости атомной энергетики произойдет лишь после решения проблем ядерного топливного цикла, связанных с выбором и обоснованием технологии обращения с радиоактивными отходами. Наряду с разработкой традиционных технологий изоляции и захоронения радиоактивных отходов для трансурановых нуклидов будет проводиться поиск способов вовлечения их в топливный цикл с целью трансмутации.

СОСТОЯНИЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ И БЛИЖНИЙ ПРОГНОЗ

Начальный этап наращивания ядерных мощностей в энергетике продемонстрировал высокие темпы роста. Реализованные темпы роста превышали темпы, характерные для традиционных закономерностей развития энерготехнологии. Это отличие объясняется тем, что гражданская ядерная энергетика использовала научно-технический и промышленный потенциал, который был создан при выполнении программ ядерного оружия.

Увеличение масштабов ядерной энергетики и расширение круга пользователей привело к дисбалансу имеющегося и необходимого научно-технического и промышленного потенциала. Не во всех направлениях, необходимых для сбалансированного развития гражданской ядерной энергетики, опыт и технологии ядерного оружейного комплекса оказались достаточными. В первую очередь это относится к проблеме обращения с радиоактивными отходами и к проблеме эксплуатационной безопасности. Последняя проблема возникла из-за расширения круга операторов АЭС. Эти причины сказались на снижении конкурентоспособности ядерной энергетики по сравнению с подешевевшим органическим топливом и предопределили замедление темпов развития атомной энергетики. Имевшие место аварии на предприятиях ядерного комплекса сказались на негативном отношении общества к ядерной энергетике.

Прогнозы МАГАТЭ на 15-20 лет вперед показывают стагнацию атомных мощностей промышленно развитых стран Европы и Америки. В условиях незавершенности перестройки экономики прогноз развития атомной энергетики России имеет значительную неопределенность. Оценки развития атомных мощностей России с учетом вывода из эксплуатации оканчивающих срок службы блоков АЭС и сооружения реакторов нового поколения охватывают варианты от падения до некоторого роста мощности к 2010 г.

На этом фоне прогнозируется бурное развитие атомной энергетики в странах азиатского региона. Наряду с наращиванием ядерных мощностей в азиатских странах, уже имеющих АЭС, следующий этап будет характеризоваться расширением круга стран, использующих атомную энергетику. Это - страны азиатского региона, Ближнего Востока, Африки, Южной Америки.

Все это при стабилизации развития ядерной энергетики в ближайшие годы в промышленно развитых странах делает острой конкурентную борьбу на ядерном рынке. Россия, которая ранее распространяла свое ядерное присутствие в основном благодаря политическим аргументам, ныне должна предпринять существенные усилия для создания конкурентоспособного реакторного блока АЭС. Это яв-

ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

ляется одним из принципиальных условий сохранения и поддержания ядерного потенциала страны. Определяющими показателями будут безопасность, экономическая привлекательность, надежность партнера.

Итак, нынешнее состояние ядерной энергетики характеризуется широким диапазоном прогнозов ее развития на предстоящем этапе. В отдаленной перспективе ядерная энергетика с высокой вероятностью будет играть значительную роль в обеспечении человечества энергией. Задачей сегодняшнего дня является поиск, выбор и обоснование пути от состояния неопределенности к широкомасштабной ядерной энергетике отдаленного будущего.

ПУТИ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Мировое сообщество не имеет однозначного выбора пути движения к широкомасштабной ядерной энергетике. Каждая страна определяется самостоятельно, соотносясь с экономическими, социальными и политическими условиями. Существенно то, что доминирующими при принятии решений в большинстве случаев являются политические мотивы, хотя известно, что изменение политических позиций происходит более быстро, чем процесс становления энергетических технологий. В ряде промышленно развитых стран приняты решения о сворачивании работ по ядерной энергетике вплоть до прекращения работ АЭС и снятия их с эксплуатации. Один из примеров - это позиция нынешнего правительства Германия. Реализация этих решений потребует значительных вложений на вывод из эксплуатации атомных объектов и компенсацию энергетических мощностей. При необходимости разворачивания работ по атомной энергетике в дальнейшем, естественно, потребуются восстановление утрачиваемого потенциала с соответствующими экономическими издержками. Приблизительно к таким же экономическим последствиям может привести реализация предложений некоторых российских специалистов, которые основываются на отрицании предыдущего опыта реализованных проектов реакторов и топливного цикла и быстрой реализации революционных проектов новых реакторов. Этот путь так же, как и предыдущий фактически сводится к прекращению освоенных направлений и необходимости значительных экономических вложений для реализации новых, еще не доказанных направлений.

Наиболее целесообразным является путь эволюционного совершенствования зарекомендовавших себя реализованных проектов ядерного комплекса и создания ядерных технологий нового поколения, базируясь на опыте предыдущих этапов.

ПРЕЕМСТВЕННОСТЬ

Важный элемент стратегии развития ядерной энергетики XXI в. - преемственность. Важно подчеркнуть основные аспекты преемственности:

- Непрерывность процесса разработок и реализации. Новая технологическая линия должна развиваться параллельно с активным существованием предыдущей линии, использованием ее положительного опыта и развитием новых элементов, отсутствующих на предыдущих линиях.
- Последовательное развитие общей концепции безопасности ядерной технологии, которая совершенствуется, основываясь на предшествующем опыте, и, реализуясь в определенных технических решениях, повышает эффективность достижения целей безопасности в соответствии с растущими требованиями развивающейся по масштабам и разнообразию технологических применений атомной энергетики.



Прямая технологическая преемственность. Технические направления, аккумулировавшие огромные средства, научный и технологический потенциал и создавшие промышленную базу, должны давать максимальную отдачу и решать экономические задачи возможно долгое время. Следует выделить один немаловажный аспект, который связан с внедрением в практику принципиально новых подходов, существенно меняющих конструкцию или структуру систем ядерной установки. Принцип использования апробированных решений подразумевает реализацию достаточно представительной формы такой апробации. Это в зависимости от характера и масштаба нового технического шага может быть и представительное научное исследование либо стендовое испытание изделия, либо ресурсное испытание в условиях объекта, или степень новизны может требовать создания и эксплуатации установки (станции) - прототипа, призванного выявить скрытые проблемы нового решения и обосновать надежный переход к серии. И, наконец, новые технологические решения в ядерной энергетике, учитывая требования безопасности и надежности, могут быть представительно апробированы только в международном ядерном сообществе.

СТРАТЕГИЯ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ

Долгосрочная стратегия развития ядерной энергетики России, исходя из прогнозов развития энергетике мира в XXI в., определяет в качестве генеральной цели создание крупномасштабной ядерной энергетике, участвующей в обеспечении энергетических потребностей общества в электроэнергетике, теплоснабжении, промышленных технологиях и на транспорте.

При реализации стратегии подлежат неукоснительному выполнению требования к широкомасштабной энергетике:

- экономическая конкурентоспособность;
- повышение безопасности;
- снижение риска распространения ядерных материалов;
- расширенное воспроизводство топлива.

Для достижения поставленной цели стратегия предусматривает развитие ядерного комплекса на базе максимального использования накопленного на предыдущих этапах технологического опыта для создания установок нового поколения, наилучшим образом удовлетворяющих требованиям ядерной энергетике будущего. Наиболее важными задачами являются:

- создание замкнутого топливного цикла с расширенным воспроизводством и повторным использованием плутония и урана -233;
- решение проблемы безопасного обращения с радиоактивными отходами, включая создание на первых этапах контролируемых обратимых хранилищ отработавшего ядерного топлива;
- создание эффективного реактора -размножителя;
- создание ядерных энергетических установок малой энергетике для удаленных районов;
- создание новых разновидностей реакторов для теплоснабжения, технологий, транспортабельных установок, опреснительных систем, работающих в базовом и маневренном режимах.

Развитие работ крупномасштабной ядерной энергетике возможно только при обеспечении безопасного и экономичного функционирования действующего пар-

ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

ка ядерных установок и решения проблем продления ресурса и снятия с эксплуатации блоков, выработавших свой ресурс.

В связи с прогнозируемым расширением стран, нацеленных на атомную энергетику, необходимо обеспечить конкурентоспособность России на ядерном рынке, повышая экспортный потенциал ее ядерного комплекса для устойчивого присутствия на мировом рынке технологий, оборудования, ядерных материалов для реакторов и станций нового поколения с улучшенными экономическими показателями и повышенным уровнем безопасности.

ОСНОВНЫЕ ЭТАПЫ СТРАТЕГИИ

до 2010 г.

- обеспечение функционирования и развития действующего парка ядерных установок, продление ресурса, подготовка технологий снятия с эксплуатации;
- создание и освоение нового поколения блоков на базе развитых технологий;
- поиск и разработка альтернативных реакторных систем на тепловых и быстрых нейтронах;
- подготовка и освоение использования оружейного плутония;
- разработка элементов замкнутого топливного цикла;
- создание контролируемого обратимого хранилища отработавшего ядерного топлива;
- экспорт АЭС, реакторов и топлива на базе освоенных технологий.

до 2030 г.

- поддержание безопасной и экономичной эксплуатации действующего парка ядерных установок, снятие с эксплуатации блоков, выработавших ресурс;
- создание парка АС различного назначения на новых реакторных технологиях
- создание и освоение демонстрационных блоков, разработка серийных АС и создание головных блоков;
- освоение элементов замкнутого топливного цикла для крупномасштабной атомной энергетики, включая неводные методы переработки ОЯТ и захоронение отходов.

до 2050 г.

- внедрение серийных блоков новых поколений;
- реализация замкнутого топливного цикла, включая захоронение отходов.

Поступила в редакцию 08.06.99.



УДК 539.16.04

ТЕНЬ ЧЕРНОБЫЛЯ И ПАРНИКОВЫЙ ЭФФЕКТ

А.Гагаринский, И.Гагаринская*Российский научный центр «Курчатовский институт», г. Москва*

Уже мало кто помнит, как расшифровывается сокращение РИМЕ - название одного из лучших изобретений Европейского ядерного общества. Ежегодная «рабочая группа по обмену информацией с общественностью» была придумана вскоре после Чернобыля как «мозговой штурм» почти недостижимой цели - добиться доверия общественности к ядерным специалистам. После первой РИМЕ'89 в швейцарском Монтре «рабочая группа» принялась «бродить по Европе», постепенно превращаясь в солидную конференцию. В этом году она остановилась в папском Авиньоне и собрала более 150 специалистов из 21 страны, уже отнюдь не только Европы.

ТЕНЬ ЧЕРНОБЫЛЯ И ЯДЕРНЫЕ НОВОСТИ

Чернобыль практически исчез из сообщений РИМЕ. Сказывается время, и неуклонно внушаемое западной публике - «это могло произойти только в Советском Союзе». Тяжелые аварии на АЭС уступили позиции главного антиядерного аргумента животрепещущим проблемам транспортировки и хранения ядерного топлива, захоронения радиоактивных отходов. Тем не менее, тень Чернобыля не исчезает, и практика подтверждает это подчас неожиданным образом.

Скромный стендовый доклад от Министерства по чрезвычайным ситуациям Беларуси сначала не привлек внимания участников РИМЕ. В нем были результаты опроса выделенной группы респондентов (работников ведомств, связанных с послечернобыльскими действиями) по их доверию к различным источникам информации в ядерной области. Представленная картина «нормальна» для современного общества: доверие к ученым выражают 52% опрошенных, к врачам и «экологам» - 30%, к СМИ - 6-7%, а к властям разных уровней - 3-4%. Это - вполне мировая тенденция, например, в благополучной Швеции доверяют ученым - 85%, «энвайроменталистам» - 60%, ядерной индустрии - 45%, властям - 35%, политикам - 20%. Но одно в белорусском опросе, проведенном, кстати, совсем недавно, продемонстрировало глубину оставшегося в умах следа от послечернобыльских событий. Уровень доверия в 52% относится к белорусским и иностранным ученым, кроме российских. Нам же доверяют лишь 8% представителей братского народа.

© А.Гагаринский, И.Гагаринская, 1999

* Доклад на X Международной конференции Ядерного общества России (Обнинск, 28 июня-2 июля 1999 г.)



Доклады и дискуссии на РИМЕ'99 лишь подтвердили хорошо известную истину. Тяжелые аварии стали реальностью. Чернобыль затронул миллионы людей, и теперь все, что относится к ядерным технологиям, даже самые незначительные события или только намерения в этой области, встречается обществом с настороженным вниманием, несоизмеримым с отношением к любой другой отрасли промышленности. И любой «кротовый холмик легко превращается в гору» (название одной из сессий РИМЕ'99) в СМИ и общественном сознании.

Хорошо известный пример - достаточно ординарная авария с утечкой натрия из второго контура японского экспериментального реактора «Моппу» (уровень 1 по международной шкале ядерных событий), едва ли не полностью остановившая бродерную программу страны. Менее известный, но достаточно яркий пример - задымление от тлевшего изоляционного материала в турбинном зале АЭС «Heysham» в Великобритании, ликвидированное двумя работниками станции за 15 мин. Как положено, инцидент дошел до местных пожарных властей, от них попал в местную прессу. Далее - был распространен СМИ по всей стране с заголовками: «Пламя над АЭС», «Гигантский пожар поглотил Heysham», и т.п. Финал истории: протест МИД Ирландии британскому правительству («Heysham» расположена на берегу Ирландского моря) - почему их страна не была немедленно информирована об этой «кавариин».

Хорошо известно, как нетрудно найти подобные примеры и в российской практике. Специалисты в один голос твердят: главное, что совершенно необходимо, хотя и недостаточно в подобных ситуациях - своевременность информации, но это генетически противоречит менталитету «хозяев плохих новостей». К тому же, не только малоопытные в «public relations» русские, но и поднаторевшие в общении с публикой западные специалисты далеко не всегда находят правильный язык для своих «ядерных новостей».

Суть проблемы доходчиво представил на РИМЕ'99 давний друг ЯО России, специалист по работе с общественностью из Южной Африки М. Ллойд, опираясь, в частности, на имевший широкую антиядерную прессу по всей Европе инцидент, когда контейнеры с отработанным ядерным топливом, отправленные с французских АЭС на заводы La Hague, были признаны «незначительно» поверхностно загрязненными: «Мы в ядерно-энергетической промышленности считаем себя стоящими на передовой линии цивилизованного прогресса. Мы рационально мыслящие люди с разумными намерениями....»

Но как же мы можем по-прежнему использовать такие слова, как «незначительный» для дефиниции ядерных инцидентов? По-нашему мнению, загрязнение может быть незначительным. Но в эмоциональном мнении наших собратьев-людей, вообще любое загрязнение может представляться катастрофой угрожающих для жизни масштабов.... Что означают слова «незначительный инцидент» для эмоциональной общественности? То, что погибли один-два человека вместо семидесяти? Если загрязнение действительно незначительно, давайте тогда так прямо и говорить: «радиационный уровень слишком низок, чтобы повредить человеку». Люди обращаются к нам, зная все о нашей отрасли, за успокоением и поддержкой. А мы забываем об этом, демонстрируя нашу холодную «объективность».

Один характерный пример из опыта, возможно, лучших мировых специалистов по связям с общественностью - компании BNFL (Великобритания). Когда организация активистов-экологов Гринпис поняла, что британские голуби возле завода



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

по переработке РАО в Селлафилде могут быть заражены радиацией, она сочла этих голубей идеальным предметом для своей деятельности. Деревенские жители охотятся на голубей и едят их. Гринпис заявил, что «голуби набирают столько радиоактивности, что они превратились в «летающие радиоактивные отходы». Менеджеры завода опубликовали пресс-релиз:

«Только половина из голубей, проверенных в результате их обширного отлова в Сискейле, на самой площадке Селлафилд и на прилегающей территории, оказалась радиоактивно заражена... Уровень заражения среди пойманных птиц показал цифры от нуля до 500.000 беккерелей на килограмм тела».

Фирма забыла о нескольких вещах: «только половина голубей» может интерпретироваться как «по крайней мере половина», и «от нуля до 500.000 беккерелей на килограмм тела» может интерпретироваться как по меньшей мере полмиллиона чего-то радиационного, содержащегося в мясе. Поэтому в результате сообщение читается так: *« как минимум половина голубей несет как минимум полмиллиона единиц радиации в своем мясе, которое может оказаться на вашем обеденном столе».* Гринпис по-прежнему продолжает набирать очки на рекламе этого случая.

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГИЯ И ПОЛИТИКА

Растущее политическое давление на европейскую ядерную промышленность стало очевидным фактом. Усилия шведского правительства по закрытию АЭС «Barseback», французское решение об остановке «Суперфеникса», намерение правительства Швейцарии ограничить срок службы АЭС и ввести налог на «невозобновляемые» источники энергии, жесткий подход Евросоюза в отношении закрытия восточно-европейских АЭС (на Украине, в Литве, Болгарии, Словакии) и, наконец, программа «красно-зеленого» немецкого правительства по свертыванию ядерной энергетики - все это по праву может быть названо «эффектом домино» или «цепной антиядерной реакцией».

Этот эффект, конечно, не мог не сказаться на динамике общественного мнения. Даже на 80 % «ядерной» Франции уже заметно меньше людей (47% вместо 62% в прошлом году) считают, что ядерные энергоисточники будут самыми важными для страны в последующем десятилетии. Последний раз такой спад в общественном доверии к ядерной энергетике был три года назад, в 10-летие Чернобыля.

С другой стороны, это политическое давление вызывает растущее противодействие ядерной промышленности, которое в условиях европейских демократических институтов оказывается достаточно эффективным. Шведская АЭС «Barseback», первый блок которой по решению правительства должен был быть остановлен еще в июле 1998 г., по-прежнему в строю. В соответствии с решением Высшего административного суда Швеции, она ждет теперь решения Европейского суда, а компания-владелец Sydkraft продолжает «мирные переговоры» с правительством.

Некоторый «задний ход» ядерному свертыванию отмечается и в Германии, особенно после крупного поражения правящей коалиции на выборах в земле Гессен в начале февраля. Правительство, по-видимому, уже не будет требовать моратория на переработку германского ОЯТ за рубежом и вырабатывает «новый подход» на переговорах с энергокомпаниями, профсоюзами и экологическими группировками, которые будут сосредоточены, прежде всего, на остаточном ресурсе 19 ядерных энергоблоков Германии. Вместе с тем, 35 000 чел., вышедших 9 марта на ули-



цы Бонна в борьбе за 150 000 рабочих мест, которым угрожает правительственная политика «ядерного свертывания», четко показали, что «не позволят, чтобы их принесли в жертву на алтарь политической идеологии».

Усредненная оценка отношения западно-европейских политических партий к ядерной энергии может быть прослежена в настроениях и решениях Европарламента. Как известно, в 1998 г., обсуждая дальнейшие меры, которые должны быть приняты странами, подписавшими Конвенцию по климату, Европарламент лишь незначительным большинством (225 против 218) отклонил предложение, состоявшее в том, что ядерную энергетику *нельзя считать безопасным и устойчивым методом производства энергии*, и, следовательно, она не может являться частью политики борьбы с изменением климата.

Данные о «чувствительности» членов Европейского парламента к проблемам ядерной энергии представил на PIME'99 А.Майсо, Президент WONUC - Всемирного совета трудящихся атомной промышленности. Эта сравнительно недавно созданная организация, представляющая интересы работников ядерной промышленности более чем 20 стран мира, в течение нескольких лет проводила опрос членов Европарламента. Около пятисот вопросов было задано более чем 100 членам ЕП от 10 политических партий из 15 стран Евросоюза. Опрос выявил, какие проблемы, связанные с использованием ядерной энергии, были «центром внимания» парламентариев в последние 5 лет. Их около 20, но впереди - *топливо, переработка, транспорт*. Только за ними - *захоронение и отходы. Здоровье и Чернобыль* замыкают перечень.

Организаторы опроса обнародовали его результаты в варианте исключения мнений «зеленых» членов ЕП, и выделили «центры внимания» остальных: *Топливо - переработка, захоронение: отходы - радиация; распространение; транспорт*. Характерно, что в этом случае проблемы: *атомные станции - безопасность, Россия - распространение, ядерные реакторы* - вообще исчезли (распространение связано с Россией только для «зеленых» членов ЕП, а для остальных - это проблема транспорта топлива).

Интересен один семантический нюанс. *Ядерные электростанции* ассоциируются с терминами *безопасность, окружающая среда*, и имеют нейтральную, если не положительную окраску. В то же время *ядерные реакторы* ассоциируются с *опасностью и радиацией*. Взорвался черновильский реактор, а не Чернобыльская АЭС.

Выводы авторов исследования заслуживают «примерки» к российской политической сцене сегодняшнего дня, и, возможно, ближайшего будущего. Любая попытка диалога с «зелеными» представляется WONUC бесплодной, поскольку их позиция «неподвластна никакой логике и дает доступ только пропагандистскому обскурантизму, жадному до коллективных фантазий и наследственных страхов». Вместе с тем надо учитывать, что «зеленые» сейчас сосредоточили свои усилия на замыкающей части топливного цикла, а недавно в их действиях появилась новая тема - старение АЭС и связанные с этим проблемы безопасности.

Серьезные коммуникационные усилия могут быть предприняты в направлении социалистов, где авторы обоснованно различают немецкую, британскую позиции и взгляды социалистов остальных стран, включая Францию, а также подчеркивают отсутствие у этих партий (включая, кстати, и коммунистов) четкой доктрины в отношении ядерных вопросов и влияние на них активной позиции «зеленых».



Наверное нам, исходя из собственного опыта, нетрудно согласиться с выводом авторов, что на парламентариев огромное влияние оказывает позиция «жадных до сенсаций СМИ, в основном определяемая информационной агрессивностью антиядерных экологических организаций». Члены парламента, боясь, что их обойдут по проблемам, которые они считают многообещающими на выборах, если и не желают занимать какую-либо позицию по вопросу, где их знания сомнительны, то позволяют себе плыть вместе с «приливом большинства», даже если подозревают о том, что ими манипулируют.

ЭКОНОМИКА И ПАРНИКОВЫЙ ЭФФЕКТ

Давно известно, что политика «есть концентрированное выражение экономики». Проводимая правительствами, по меньшей мере, 100 стран и наднациональными (в европейском случае) организациями политика либерализации, открытости электроэнергетического рынка, сулящая экономию потребителям энергии, диктует инвесторам выбор генерирующих систем с меньшим временем окупаемости инвестиций, что заведомо ставит ядерную энергетику, с ее высокой капитальной составляющей стоимости энергии, в трудное положение. Основным активом ядерных энергокомпаний перед лицом конкуренции со стороны дешевых газовых станций сегодня являются существующие АЭС, инвестиции в которые в большой мере уже окупались, а затраты на эксплуатацию и топливо существенно ниже, чем у всех других энергоисточников. Например, лучшая десятка АЭС США за 10 лет сумела снизить стоимость энергии с 2.05 до 1.3 цента за кВт·ч. При этом стоимость электроэнергии на шинах электростанций США составляет: на АЭС - 2.16 цента за кВт·ч, на угольных ТЭС - 1.98, на газовых - 3.07, на мазутных - 3.51. В список наиболее экономичных электростанций США входят пять АЭС, хотя впереди их - 20 угольных ТЭС.

Аналогичную картину дают французские эксперты. Разумеется, они отмечают, что «ядерная программа, принятая в 1970 г. как раз перед первым крупным нефтяным кризисом, доказала, что она явилась выгодным выбором в терминах энергетической независимости, технологического прогресса, экономии импортного и экспортного потенциала. Она также была и остается решающим преимуществом в общей конкурентоспособности французской экономики». При этом, «согласно самым последним имеющимся оценкам, стоимость произведенного киловатт-часа с применением комбинированного газового цикла может составлять от 16.5 до 20.5 сантимов, в то время, как стоимость произведенного ядерного кВт·ч - от 18 до 20 сантимов. В терминах станций будущего, газ и ядерная энергия, таким образом, предлагают одинаковые параметры.»

Ситуация кардинально меняется, если учесть **внешнюю стоимость** производства электроэнергии, основная часть которой - цена CO₂. Первые результаты расчета внешней стоимости, разработанные Европейской комиссией, подтверждают преимущество ядерной энергии в терминах экологии, что должно привести к усилению будущей роли ядерной энергетики в удовлетворении огромных энергетических потребностей, прежде всего, крупных развивающихся стран.» Этому вторят эксперты французского правительства: «атомная отрасль представляет собой единственный эффективный технический вариант в борьбе с глобальным потеплением».



Однако новые коммерческие механизмы воздействия на эмиссию парниковых газов, принципиальное соглашение по которым было достигнуто в Киото (СОР3), а детальное обсуждение состоялось в конце прошлого года в Буэнос-Айресе (СОР4), особенно «механизм чистого развития», стимулирующий «безэмиссионные» энергетические проекты в развивающихся странах - пока дело будущего. Более того, другой разрабатываемый механизм «эмиссионной коммерции», или попросту «торговли углеродом», позволяющий развитым странам покупать «кредит» на излишки эмиссии у тех, кто снизит ее на большую величину, чем предусмотрено обязательствами Киотского Протокола (например, у России), объективно представляет вызов ядерно-энергетической промышленности.

Тем не менее, в экономике ядерно-энергетического сектора и без ожидаемых льгот от «климатической кампании» происходят многозначительные изменения, связанные с общей тенденцией либерализации энергетического рынка. Их весьма убедительно изложил участникам Р1МЕ'99 представитель британской «British Energy» Дуг МакРобертс. Как известно, до конца 80-х годов никто не думал о покупке атомных станций, инвесторы занимались только строительством новых. Относящаяся к концу этого периода первая попытка английского правительства провести приватизацию АЭС провалилась: никто не хотел покупать устаревшие реакторы MAGNOX, и даже более современные AGR. Заодно и была похоронена инвестиционная программа PWR, остановившаяся на Sizewell-B.

Через несколько лет, в 1994-96 гг. второй раунд британской ядерной приватизации оказался удачным: Sizewell-B и 7 станций AGR составили частный ядерный сектор, ранее уже существовавший во многих странах: США, Швеции, Финляндии, Японии, Испании и др.

Именно частная британская компания «British Energy», объединившаяся на паях с американской «PECO Energy» в совместную группу AmerGen, совершила своего рода революцию в ядерном бизнесе - заявила о покупке АЭС Три-Майл-Айленд-1. На очереди еще ряд станций США (АЭС Pilgrim и др.). Атомные станции начали покупать, следовательно, на энергетическом рынке появились инвесторы, заинтересованные в покупке далеко не новых, но нормально функционирующих АЭС. При этом активность на энергетическом рынке - не привилегия частных компаний. Крупнейший производитель ядерного электричества, государственная ЭДФ, недавно приобрела энергораспределительную компанию «London Electricity», и ее доля в англосаксонском энергетическом мире уже достигла 7% от общего объема производства.

Все эти примеры инвестиционной активности ядерных энергопроизводителей надежнее социологических опросов свидетельствуют о перспективах ядерной отрасли.

ЧЕМУ УЧИТЬСЯ

Тем не менее, отсутствие доверия общества к использованию ядерной энергии будет продолжать возводить политические препятствия на ее пути. Ответ на вопрос, видят ли ядерные специалисты «свет в конце тоннеля», может быть, содержится в представленной на Р1МЕ'99 информации о референдуме в Швейцарии по совсем другой новаторской области человеческой деятельности.

7 июня 1998 г. швейцарцы голосовали по поправке к конституции, которая могла бы поставить под угрозу будущее биотехнологических исследований в Швей-



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

царии. Ученые и лидеры общественного мнения всего мира ожидали этого референдума с огромным волнением. Журнал «Экономист», за неделю до референдума, писал, что швейцарцы, наверное, единственный народ в мире, сам решивший отказаться от научных исследований мирового уровня по созданию генетически измененных организмов.

Швейцарцы этого не сделали. Они отклонили поправку к конституции большинством в 67% голосов, и то, что начиналось как драматическая угроза научным исследованиям в Швейцарии, стало платформой в пользу современной биотехнологии.

Вместе с тем, биотехнологии противостояли мощные силы: Гринпис, швейцарское общество по защите окружающей среды, организации фермеров и традиционные консервативные группы, такие, как ассоциация женщин-католиков. Разумеется, использовались аргументы, что генная инженерия «вмешивается в творение Господа и бросает вызов христианским ценностям». Не была забыта и ядерная энергия. Активисты борьбы с биотехнологией опубликовали объявления во всех крупных швейцарских газетах. На них был изображен украинский слепорожденный ребенок, а в заголовках говорилось: *«Ядерная энергия безопасна. Остаточный риск пренебрежимо мал. Так утверждали ядерщики до 26 апреля 1986 г. Сегодня генетики утверждают, что остаточный риск генной технологии пренебрежимо мал, а мы еще не знаем, какой риск вообще нам предстоит».*

Оценивая ключевые факторы успеха, докладывавший на RIME'99 о биотехнологическом референдуме Т.Куэзи, генеральный секретарь Интерфарма, профсоюза швейцарских фармацевтических исследовательских компаний, заключил, что доверия общества к современной науке и промышленности можно достичь, если:

- ученые, власти и промышленность принимают вызов и выполняют требования коммуникации с широкой общественностью (в этом случае была мобилизована огромная армия ученых, которую возглавил Нобелевский лауреат в области медицины);
- имеется четкое понимание того, что нужды общественности могут часто быть основаны скорее на психологических, а не логичных научных причинах;
- все участники диалога стремятся отказаться от научного жаргона в пользу ясного и понятного языка, т.е., понимают, что это не вина общества, если сообщения не доходят до него;
- все согласны, что диалог, информация и образование в сфере современной науки являются задачей на длительную перспективу.

Докладчик не сообщил, сколько вложила в победу на референдуме могучая швейцарская фармацевтическая промышленность.

Но интересен другой вопрос: как скоро руководство ядерного комплекса России сочтет необходимым по-настоящему вкладывать средства в сферу общественной информации, без чего ядерной энергетике будет очень неуютно в следующем веке?

Поступила в редакцию 28.05.99.

РАСЧЕТ ПРОЧНОСТИ ПОВРЕЖДЕННЫХ ТРУБОПРОВОДОВ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ МЕТОДОМ РЕАЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

В.М. Маркочев, Ю.В. Шамраев

*Московский государственный инженерно-физический институт
(технический университет), г. Москва*



Рассмотрен новый метод расчетов на прочность элементов конструкций, содержащих дефекты и неоднородности, - метод реальных элементов. Метод основан на замене элемента конструкции эквивалентной стержневой системой и использовании экспериментальных диаграмм деформирования образцов с различной степенью повреждения. Анализ предельного состояния базируется на деформационном критерии разрушения наиболее поврежденного стержня. Приведен алгоритм построения расчетной схемы отрезка трубопровода, содержащего несквозной окружной дефект и нагруженного изгибающим моментом и осевой силой. С использованием компьютерной программы, реализующей алгоритм метода, проведен анализ прочности ГЦТ Ду-500, содержащего окружную несквозную трещину в различных положениях сечения трубопровода. Оценены критический размер трещин в трубопроводе и влияние отклонения центра трещины от силовой плоскости на прочность сечения.

На протяжении последних лет было зафиксировано наличие трещиновидных дефектов в трубопроводах ЯЭУ различных типов. Большинство дефектов были окружными и располагались вблизи сварных швов в зоне теплового воздействия. Оценка степени опасности обнаруженных трещин лежит в основе решения о ремонте трубопровода или о продолжении его эксплуатации.

К настоящему времени разработан ряд критериев разрушения тел, содержащих дефекты: расчет по предельному состоянию с использованием коэффициентов интенсивности напряжений J -интеграла. На их базе созданы методики, стандарты и нормы расчета на прочность. Их ограничения связаны с тем, что они базируются преимущественно на силовых критериях, используют малое количество экспериментальных данных и не позволяют моделировать процессы деформирования и рассчитывать диаграммы деформирования элементов конструкций.

При расчетах в нелинейной области напряжения, в отличие от деформаций, теряют свойство аддитивности. Поэтому объективно назрел переход к деформационным критериям и операционным параметрам, позволяющим учитывать как нелинейность, так и необратимость процессов деформирования упругопластических тел.

В связи с этим была предпринята попытка разработать новый метод расчета на прочность элементов конструкций, содержащих дефекты и неоднородности, ба-

зирующийся на деформационном критерии и получивший название "метода реальных элементов" (MePeЭл) [1-5]. Основными положениями, используемыми в MePeЭл, являются:

- замена элемента конструкции эквивалентной стержневой системой, стержни которой работают только на растяжение-сжатие; условия совместности деформации выполняются лишь на концах стержней;

- каждому стержню ставится в соответствие диаграмма деформирования, получаемая экспериментально; тем самым, в силу конечности диаграмм, каждый стержень наделяется критериальными свойствами; при этом стержень может быть неповрежденным, либо содержать неоднородность или дефект; набор диаграмм для стержней с различными дефектами формируется из проблемно-ориентированного банка данных;

- процесс моделирования деформирования заключается в пошаговой реализации заданной программы совместных перемещений концов стержней, определении на каждом шаге усилий в стержнях по экспериментальным диаграммам и расчете силовых факторов для всего элемента конструкции;

- расчет предельного состояния базируется на деформационном критерии, вытекающем из конечности диаграмм деформирования; критерием разрушения конструкции служит достижение одним из стержней своего предельного удлинения; элемент, в котором деформации первыми достигают предельного значения, является критериальным; остальная система элементов, деформируясь под действием внешней нагрузки, определяет его возможные перемещения.

Привлечение большого объема экспериментальных данных и использование итерационных процедур в ряде вычислений делает необходимым применение ЭВМ для MePeЭл-расчетов. С использованием MePeЭл становится возможным решение целого спектра нетривиальных прочностных задач при сложном нагружении, с учетом неравномерного распределения температуры по объему элемента конструкции и изменения механических свойств материала в процессе эксплуатации.

Имеется три способа формирования банка диаграмм деформирования, определяющего связь между удлинением и силой для разных размеров трещин [1]:

- испытание образцов, вырезанных из подобного элемента конструкции в полную толщину, с надрезами, соответствующими глубинам трещин, ожидаемым при эксплуатации;

- испытание цилиндрических образцов с кольцевыми надрезами;

- построение диаграмм деформирования на основе стандартных механических свойств с использованием различных моделей и теорий.

Наиболее простым способом формирования банка диаграмм деформирования, вместе с тем дающим достаточно достоверные результаты, является второй – испытание цилиндрических образцов. Проведенные испытания показали, что отличие получаемых диаграмм деформирования от диаграмм деформирования образцов в полную толщину той же степени поврежденности (при сопоставимых размерах сечений образцов) оказалось незначительным [5].

Рассмотрим задачу о прочности отрезка трубопровода длиной L , нагруженно-го изгибающим моментом M и осевой силой P . Толщина трубы - t , внешний радиус - R . В сечении трубопровода расположена окружная несквозная трещина, симметричная относительно оси y , лежащей в плоскости действия изгибающего момента (рис. 1а и 1б). Глубина трещины достигает максимума в точке, расположенной на оси y . Процедура расчета этого трубопровода с окружной трещиной состоит в следующем:

- мысленно разрежем отрезок трубопровода на $2n$ продольных полос (рис. 1в), целых или содержащих трещины глубиной a_i ; ширина полосы равна b ;

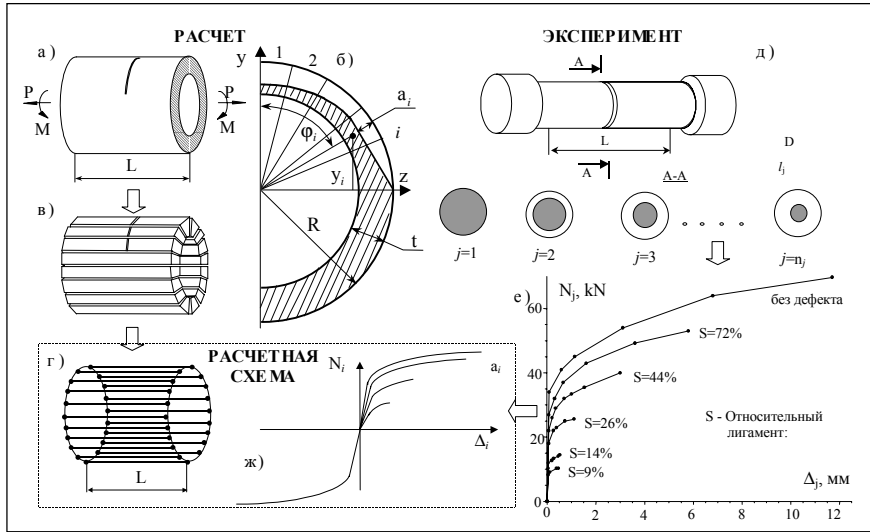


Рис.1. К построению расчетной схемы отрезка трубопровода, содержащего окружную трещину

- составим стержневую модель, шарнирно соединив концы стержней с двумя абсолютно жесткими обручами (рис.1г); взаимные осевые и угловые перемещения обручей сопровождаются растяжением-сжатием стержневой модели; поврежденность стержня характеризуется относительным лигаментом (отношением площади живого сечения к полной площади сечения образца): $S_{СТ} = a_i/t$;
- из того же материала, что и рассчитываемый трубопровод, изготовим цилиндрические образцы (рис.1д) с кольцевыми надрезами (трещинами) глубины l_j и испытаем их с записью диаграмм в координатах “нагрузка N - удлинение D на базе L” (рис.1е); степень повреждения образца также характеризуется его относительным лигаментом: $S_{ОБР} = (1 - 2l_j/D)^2$;
- для каждого стержневой модели с глубиной трещины a_i зададим диаграмму деформирования цилиндрического образца с таким же значением относительного лигамента $S_{ОБР} = S_{СТ}$, т.е. с кольцевым надрезом глубиной

$$l = \frac{D}{2} \left(1 - \sqrt{\frac{a_i}{t}} \right); \tag{1}$$

при необходимости производится интерполирование между диаграммами образцов с различными глубинами l_j ; отметим, что толщина стенки трубы не должна существенно отличаться от диаметра цилиндрического образца для обеспечения такого же вида деформирования и разрушения; нагрузки на диаграмме деформирования стержневого элемента должны быть промасштабированы с учетом различия площадей поперечного сечения элемента системы (полосы) и образца; сила N_i , действующая в стержне, равна

$$N_i = N \frac{\pi D^2}{4bt}; \tag{2}$$

диаграммой для неповрежденных стержней является диаграмма образца без надреза, а диаграмма сжатия для всех стержней принята аналогичной диаграмме растяжения гладкого стержня;

- сместим правый обруч относительно левого на расстояние Δ и повернем на угол θ ; если $\theta \ll 1$, то каждый из стержней получит удлинение:

$$\Delta_i = \theta \cdot y_i + \Delta; \tag{3}$$

этим удлинением соответствуют силы N_i , определяемые по диаграмме деформирования элемента с трещиной a_i ;

$$N_i = \Phi(\Delta_i, a_i), \tag{4}$$

силы, действующие в стержнях, создают суммарную осевую силу P и изгибающий момент M относительно оси z :

$$P = \sum_{i=1}^{2n} N_i, \tag{5}$$

$$M = \sum_{i=1}^{2n} N_i \cdot y_i = \sum_{i=1}^{2n} N_i \cdot \left(R - \frac{t}{2} \right) \cos \left[\frac{\pi(i-0.5)}{n} \right]; \tag{6}$$

• предельное состояние трубопровода отождествим с предельным состоянием наиболее поврежденного стержня ($i=1$); его предельное удлинение $\Delta_1^{\text{lim}} = \Delta_K = \text{const}$ достигается при различных сочетаниях предельной угловой θ_c и линейной Δ_c деформации отрезка трубопровода:

$$\Delta_K = \theta_c \cdot y_1 + \Delta_c; \tag{7}$$

уравнение (7) задает критическую деформационную кривую $\theta_c - \Delta_c$; для каждой точки кривой (пары значений θ_c и Δ_c) вычислим нагрузки по (5) – (6). Полученный набор точек $M_c - P_c$ даст силовую критическую кривую. При заданной программе нагружения можно построить диаграммы деформирования трубы $M - \theta$ и $P - \Delta$.

Состояние элемента конструкции считается неопасным, если точка, соответствующая действующим в нем нагрузкам, находится под критической кривой. Коэффициентом запаса по предельному состоянию по одному из параметров (M, P, θ или Δ) является отношение предельного значения этого параметра, определяемое по критической кривой, к его максимальному эксплуатационному значению.

Для расчета предельного состояния и моделирования процесса деформирования

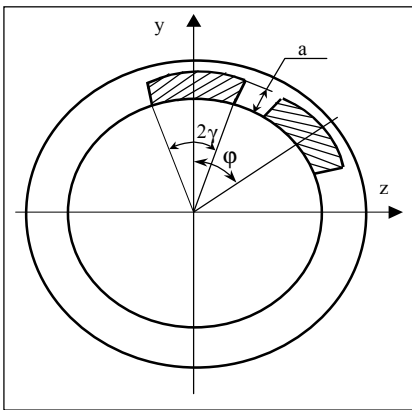


Рис. 2. Внутренняя окружная трещина прямоугольного профиля в стенке трубопровода:

2γ - угловой размер;

a - глубина трещины;

z - нормаль к плоскости действия изгибающего момента;

ϕ - угол отклонения центра трещины от наиболее опасного положения (силовой плоскости)

трубопроводов, содержащих окружные дефекты, была написана компьютерная программа. Ее верификация произведена с использованием теоретических решений, специальных экспериментов и литературных данных [2, 5]. Для большинства случаев расхождение экспериментальных данных с результатами расчета составило не более 10%.

Процедура MePeЭл-расчета применена для оценки прочности главного в циркуляционном трубопроводе (ГЦТ) Ду-500 реактора типа ВВЭР-440, содержащего окружной дефект. Внутренний диаметр трубопровода Ду-500 составляет 500 мм, а толщина стенки 32 мм. Максимальные напряжения, действующие при эксплуатации на прямом участке трубопровода, соответствуют изгибающему моменту $M=0,83 \text{ МН}\cdot\text{м}$ и осевой силе $N=2,96 \text{ МН}$ [5].

Материал трубопровода – сталь 08X18H10T. Экспериментальные критериальные диаграммы деформирования на базе измерения

$L=50$ мм (рис. 1е) были получены в результате испытания цилиндрических образцов (рис.1д) диаметром $D=12$ мм, в которых были изготовлены надрезы различной глубины [5]. Около каждой диаграммы указано значение относительного лигамента образца S . Предельная деформация на выбранной базе образца с наименьшим лигаментом 9% составила 0,41 мм. Видно, что как предельная нагрузка в образцах, так и предельное удлинение пропорциональны лигаменту.

Была рассчитана прочность сечения трубопровода, содержащего внутренние окружные трещины прямоугольного профиля с различными угловыми размерами 2γ и глубиной a (рис.2). С использованием компьютерной MePeЭл-программы проведен расчет критических кривых $M_c - P_c$ для трубопровода с трещинами углового размера 60° и глубиной 9, 18, 24 и 29 мм, а также для неповрежденной трубы (рис.3а). Точкой Э на графиках отмечены значения максимальной нагрузки.

Примем изгибающий момент в качестве параметра, определяющего близость состояния конструкции к предельному. Запас прочности (при осевой силе 2,96 МН) равен отношению предельного момента к максимальному моменту (0,83 МН*м). На рис.4 представлены кривые равного запаса для трубопровода с окружными трещинами различных размеров. Для неповрежденного сечения запас составляет 6,19, для трещин глубиной 9 мм запас по изгибающему моменту составляет 4,6..5,4, для 18 мм – 3,4..4,7 и для 24 мм – 2,5..4,1, в зависимости от углового размера трещины. Для трещин глубиной 29 мм запас составляет 2,4..3,2 для угловых размеров 0- 60° , 1,6..2,4 для угловых размеров $60-120^\circ$ и 0,8..1,5 для $120-200^\circ$.

По полученным кривым равного запаса оценены критические размеры трещины при максимальных нагрузках: для трещины глубиной 29 мм критический угловой размер составляет 175° ; для трещины глубиной 28 мм критический угловой размер превышает 200° . Для допустимого запаса по предельному состоянию, например,

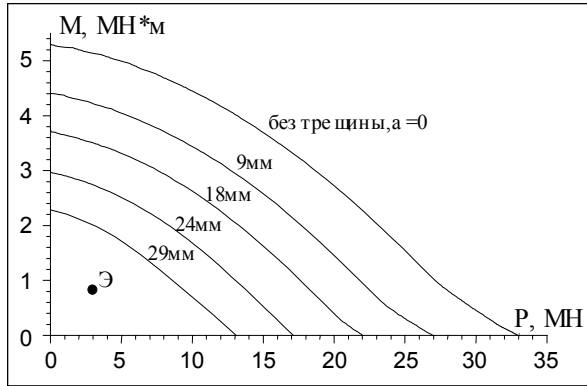


Рис. 3а. Критические кривые для сечения ГЦТ Ду-500, содержащего внутреннюю окружную трещину углового размера 60° и постоянной глубины: 1 – 9 мм, 2 – 18 мм, 3 – 24 мм и 4 – 29 мм, а также критическая кривая для трубы без дефекта

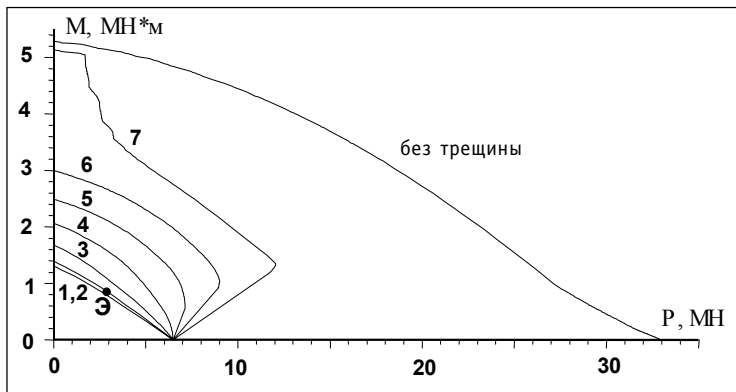


Рис. 3б. Критические кривые для сечения ГЦТ Ду-500, содержащего внутреннюю окружную трещину углового размера 180° и постоянной глубины 29 мм при углах отклонения центра трещины от силовой плоскости: $\varphi = 0, 30, 60, 90, 120, 150$ и 180° , а также критическая кривая для трубы без дефекта; точка Э соответствует максимальным нагрузкам в эксплуатации ($M=0,83$ МН*м, $P=2,96$ МН). Внутренний диаметр трубопровода 500 мм, толщина стенки – 32 мм

2,5 опасность представляют трещины, имеющие глубину не менее 24 мм и угловой размер от 45° .

Рассмотрен случай, когда центр трещины прямоугольного профиля смещен в сторону от силовой плоскости на угол φ (рис.2). С использованием программы расчета по MePeЭл были построены критические кривые для окружных несквозных трещин с угловым размером 180° и глубиной 29 мм при углах отклонения от силовой плоскости $\varphi = 0, 30, 60, 90, 120, 150$ и 180° (рис. 3б). Запас по моменту изменяется от 0,90 для трещины, расположенной в наиболее опасном положении сечения до 4,56 для трещины, расположенной в положении, обратном наиболее опасному. Полученный максимальный запас меньше запаса для неповрежденного сечения из-за действия осевой силы, равной 2,96 МН. В обоих случаях центр дефекта проходит через плоскость действия изгибающего момента, которая является в этом случае и плоскостью изгиба.

В промежуточных положениях трещины запас меняется неравномерно: 1,01 для угла φ , равного 30° , 1,30 для 60° , 1,89 для 90° , 2,53 для 120° и 3,57 для 150° . При этом имеет место кривой изгиб трубопровода, т.е. плоскость действия изгибающего момента не совпадает с плоскостью изгиба. Возрастание предельного момента при увеличении угла φ обусловлено как ростом момента инерции сечения, так и заходом части трещины в зону действия сжимающих напряжений.

В заключение отметим, что большая достоверность MePeЭл решения связана с использованием диаграмм деформирования образцов, изготовленных из материала элемента конструкции, как для определения связи между деформациями и нагрузками в анализируемом элементе конструкции, так и для определения предельной деформации поврежденного элемента. Таким образом, отсутствует необходимость деления исходных свойств материала на механические свойства, используемые для расчета процесса деформирования тела с трещиной, и характеристики трещиностойкости, используемые для расчета предельного состояния.

Расчет предельных состояний трубопровода ведется в терминах эксплуатационных параметров: изгибающий момент в сечении, содержащем дефект, осевая

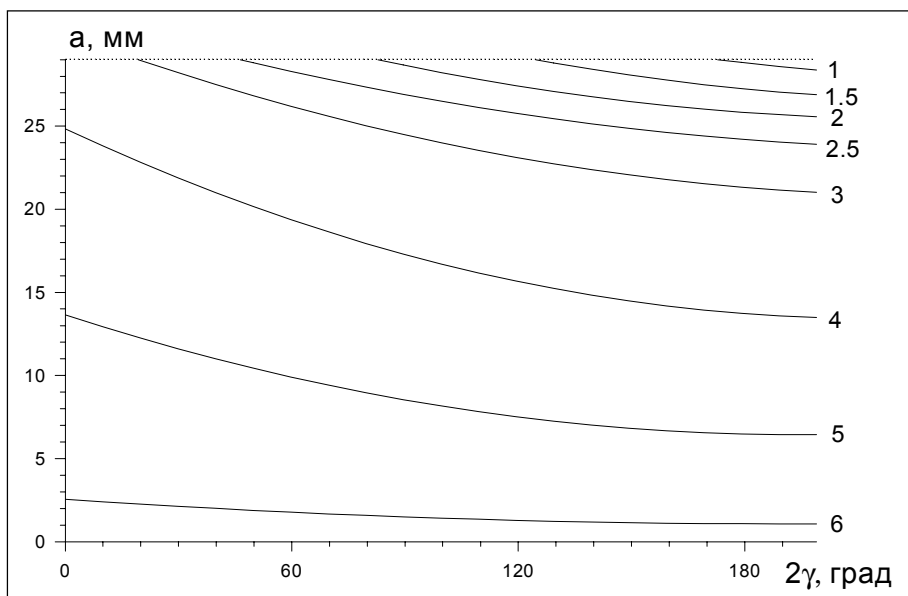


Рис.4. Диаграмма запасов по предельному состоянию (по изгибающему моменту при постоянной осевой силе 2,96 МН) для сечения трубопровода, содержащего внутреннюю окружную трещину углового размера 2γ и глубиной a ; внутренний диаметр трубопровода 500 мм, толщина стенки – 32 мм

сила. Запас по предельному состоянию определяется с учетом реального пути нагружения элемента конструкции. Принципиальным в МеРеЭл является вопрос построения эквивалентной стержневой системы, методологии испытаний и способа задания адекватных диаграмм деформирования для стержневой системы. Отметим, что для таких элементов конструкций, как сосуды давления, балки и брусья, процедура построения стержневой системы очевидна.

Анализ критериальных диаграмм деформирования цилиндрических образцов с различной степенью повреждения (глубиной кольцевого надреза), изготовленные из материала 0X18H10T, показал наличие пропорциональности максимальной нагрузки на образце лигаменту, что свидетельствует о нечувствительности материала к наличию трещины по параметру силы. Однако предельное удлинение образцов также пропорционально лигаменту, что говорит о том, что материал на самом деле чувствителен к наличию дефекта по параметру деформации. Ограниченность деформаций поврежденной части сечения приводит к тому, что в неповрежденной части сечения элемента конструкции не могут быть достигнуты значения предельных нагрузок. В случае, если предельная деформация элемента с трещиной меньше деформации начала текучести неповрежденного элемента, разрушение произойдет без пластических деформаций неповрежденной части сечения, что может трактоваться как хрупкое разрушение конструкции.

Рассчитанные запасы по предельному состоянию для главного циркуляционного трубопровода Ду-500 для различных трещин в сечении трубопровода представлены на диаграмме возможных размеров дефектов (глубина – угловой размер). Полученные результаты показывают значительный запас прочности ГЦТ при действии максимальных нагрузок даже в случае наличия достаточно протяженных и глубоких окружных трещин. Принимая в качестве допускаемого запаса по предельному состоянию, например 2,5, можно заключить, что опасность представляют трещины, имеющие глубину не менее 24 мм и угловой размер от 45° .

При отклонении центра трещины от силовой плоскости на угол менее 30° , увеличение запаса не превышает 10%. При отклонении на 60° и более, прочность сечения резко повышается и стремится в пределе к прочности неповрежденного сечения.

Работа выполнена при поддержке ФЦП “Интеграция”, проект К0605 “Механика предельных состояний твердого тела – наука и образование”.

Список литературы

1. Маркочев В.М., Кравченко И.О., Шамраев Ю.В. Оценка прочности поврежденных конструкций методом реальных элементов//Заводская лаборатория. – 1997. – №2. – С.44-50.
2. Маркочев В.М., Гольцев В.Ю., Кравченко И.О., Шамраев Ю.В. Оценка прочности поврежденных конструкций методом реальных элементов. Экспериментальная проверка//Заводская лаборатория. – 1997. – №3. – С.33-38.
3. Markotchev V.M., Shamraev Yu.V. Method of the Real Elements and Assessments of Residual Strength of Pipes Containing Defects. Proceedings of the fifth International Conference on Material Issues in Design, Manufacturing and Operation of Nuclear Power Plants Equipment. Volume 2. St.Peterburg: Prometey, 1998. - P.231-243.
4. Markotchev V.M., Shamraev Yu.V. Strength Assessments of NPP Pipes Containing Defects using the Method of the Real Elements/Международный конгресс “Энергетика-3000”: Тезисы докладов. – Обнинск: ИАТЭ, 1998, С.62-63.
5. Шамраев Ю.В. Анализ прочности поврежденных трубопроводов АЭС методом реальных элементов/ Автореферат кандидатской диссертации. - М.: МИФИ, 1998. - 24 с.

Поступила в редакцию 29.03.99.



УДК 621.039.7

MAIN TRENDS OF INTERMEDIATE- AND LOW-LEVEL RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT IN RUSSIA

S. D. Gavrillov*, V. A. Kremnev*, A. A. Grudakov**, S. A. Dmitriyev***,
A. A. Resnik****, L. P. Khamyanov*****, S. L. El'yash*****

* *DECOM Engineering, Ltd, Moscow*

** *МО «Atomenergoproject», Moscow*

*** *Central Regions' RPA «Radon», Sergiyev Posad, Moscow Region*

**** *State Concern «Rosenergoatom», Moscow*

***** *Russian Research Institute for NPP Operation, Moscow, Russia*

***** *Russian Research Institute of Experimental Physics Sarov, Nizhnij Novgorod*



В России в последние годы намечился определенный перелом в решении проблемы обращения со средне- и низкоактивными отходами, выразившийся в создании перспективных технологий и оборудования для их реализации, а также новых "заделов", основывающихся на фундаментальных достижениях науки и технологий, включая радиобиологию.

INTRODUCTION

Nuclear energy and industry development in Russia has determined the radioactive waste management as one of the crucial factors of the nuclear energy and nuclear industry problem. Principal concepts of the waste management are stated on the base on the available and future nuclear technologies for radioactive waste treatment and disposal as follows:

- minimization of the generated waste categories and kinds during process flow and facility design development;
- exclusion of long-term radioactive waste storage without conditioning at any nuclear production site;
- implementation of the waste treatment process with suitable ILW (intermediate-level waste) and LLW (low-level waste) conditioning at every nuclear site;
- minimization of ILW and LLW by conditioning for long-term storage and/or disposal, and radionuclides concentration in it;
- storage of the treated radioactive waste for long, 50 years and more, period at the available NPPs (nuclear power plants) and other nuclear facilities sites with its

© S. D. Gavrillov, V. A. Kremnev, A. A. Grudakov, S. A. Dmitriyev, A. A. Resnik,
L. P. Khamyanov, S. L. El'yash, 1999

* Доклад на X Международной конференции Ядерного общества России
(Обнинск, 28 июня-2 июля 1999 г.)



possible subsequent removal and shipment for final disposal. This interim storing are used for lack of repositories in Russia. The interim storage life depends on both timing of the repositories commissioning and optimal schedules of the waste shipment and burial there.

The governing factor of the present concept is the development and implementation of the advanced industrial technologies for radioactive waste conditioning. The aim of the concept is a significant, up to a factor of 100, liquid and solid radioactive waste volume reduction with the appropriate radionuclides concentration. Then the liquid waste are solidified and the solid waste conditioned in the monolith form in containers for the long-term storage, shipment and final disposal [1].

In addition, ensuring the safety culture by a set of appropriate procedures allows the operation power station radioactive waste to be reduced by about 50 % as it has been demonstrated by the experience of several NPPs.

HLW (high-level waste) management systems are based on the advanced NPP spent nuclear fuel reprocessing technologies.

INTERMEDIATE- AND LOW-LEVEL WASTE MANAGEMENT

ILW and LLW are no less dangerous. The reasons are that the already accumulated waste is legion and it is distributed around the various geographic regions and sites.

A Working Programme for NPP radioactive waste management is being implemented in Russia [1]. It is a flexible programme based on the prospective ILW and LLW processes and designs for their implementation. An important point is that the Working Programme ... is reviewed every year for its improvement.

Engineering, equipment and facilities for solid ILW and LLW management are, in general, similar to those used in other countries with well-developed nuclear energy. They include a lot of processes such as incineration of combustible and compaction of compressible dry waste with their subsequent supercompacting, metal decontamination and/or melting, etc. Some of the other processes, e.g. insulation melting, are also treated in Russia as quite promising for solid waste conditioning.

The difference of Russia and other countries with WER reactor technologies from the other ones with the developed nuclear energy springs from the great volume of solid radioactive waste to be treated. For instance, for Smolensk NPP (three RBMK units) only the accumulated in bulk already LLW placed in the storage should take from 10 to 15 years for retrieval and sorting if the necessary facilities are available.

In contrast, for the liquid radioactive waste management the dissimilarity in Russia is significant. The sorption process for the basic nuclides of NPP (^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{60}Co , ^{90}Sr) is to be extensively used for the NPP operation processes with different chemical content water solutions and liquid waste. The specific sorbents are identified for the separate radionuclides. The non-radioactive solutions and water are produced from the liquid radioactive waste by the process, and the wet solid sorbents with the high capacity by nuclides are conditioned and directed to the long-term storage.

This process also allows cleaning of large amounts out-of-balance process waste water before its discharging to the ground bodies of water. The widespread chemical liquid decontamination for equipment and metal waste to be re-used also requires sorption of the used liquids. Therefore, the liquid and solid waste treatment processes are interdependent.



Among the advanced technologies for waste treatment in Russia there is also a process of field-fouled ion exchange resin cleanup to change it to the non-radioactive waste category. Another important process just developed by Russian experts is designed for the silt generated at and near NPP. Following the cleaning up, the silt can be used as a fertilizer or stored at an industrial disposal facility.

The removal of the main radionuclides from the decontamination and washing saturated solutions generated while in these and similar processes is also carried out by the specific sorbents.

The final stage of ILW and LLW treatment is the solidification of the concentrated liquid radioactive waste and its space-saving enclosure into standard containers for the long-term storage, shipment and final disposal.

It is significant that the Federal Supervision of Russia over Nuclear and Radiation Safety (Gosatomnadzor of Russia) along with the State Concern «Rosenergoatom» and several Russian institutes and companies in parallel with the development of such processes and facilities being laid down the Russian codes and standards for their use. It should give the timely implementation and suitable effect of the facilities at the sites. We would like to emphasize that the certain support has been provided to the Russian organizations and companies by the European companies, first ones from Germany and the United Kingdom, in such documents development in the frameworks of the TACIS Programme.

RADIOACTIVE WASTE STORAGE AND THE HEALTH EFFECTS OF LOW-LEVEL RADIATION

At the end of our paper we should like to mention the problem that is of special emphasis. The health effects of low-level radiation equally important to all the nuclear energy and industry experts as well as to the specialists from other nuclear technologies. A wealth of experience in the health effects and the biota as a whole influence for different types of the ionizing radiation have been accumulated for 50 and more years.

The available supporting evidence testifies that for small yet exceeding the background dose and dose rate an exposure is not only harmful but, possibly, useful for the population and biota as well [2].

Nevertheless, the suggested for the last decade by the international organizations recommendations for the limits of the dose and dose rate exposure limits for the population and the personnel of nuclear facilities and being adopted thereafter by the national committees for radiation protection, including Russian one, depend, first, on the social and political factors instead of the scientific base [3,4].

Therefore in Russia now, before the additional data obtaining on the health effects of low-level radiation, all waste from NPP and other nuclear facilities are ordered by its radioactivity as:

- non-radioactive materials for free use;
- «controlled» non-radioactive waste for limited use and/or storage without any additional radiation condition;
- low-, intermediate- and high-level waste that must be stored and/or disposed in interim storages or repositories;

If the notions «Non-radioactive waste», «Radioactive waste», and «Radioactive waste for limited use» are well-known, the notion «Controlled» non-radioactive waste for



limited use and/or storage without any additional condition by radiation» is the new one.

This notion make allowance for actualities of the present century end when the scientific evidence on the biota effects low-level radiation comes into conflict with the simplified, often incorrect notion and improper practice of the population, the elected political and public figures, and even of some officials responsible for radiation protection of the population.

The new notion isn't only theoretical one; it is of actual application. Thus, the «controlled» non-radioactive waste ... are to be placed out of the NPP and other nuclear facilities sites because of the vast amount of such waste category. It will allow not only to solve the nuclear energy and industry waste management in Russia and other countries but to assign a considerable sum (about 5 billion dollars per year for the United States [5]) for the advance in the living standard.

References

1. «Working Programme for NPP radioactive waste management», State Concern «Rosenergoatom», 1998.
2. *Kuzin A.M.* Ideas of Radiation Gormesis in Atomic Age, M.: Nauka, 1995.
3. *Domenicci P.V.* Future Perspectives on Nuclear Issues, Nucl. Plant J., 1998, 16. - № 1. - P. 38.
4. *Becker K.* How Dangerous Are Low Doses? The Debate About Linear vs Threshold Effects, Nucl. Europe Worldscan, 1998, 28. - № 3/4. - P. 29.

Поступила в редакцию 28.05.99.



УДК 621.039.7

КРАТКОЕ ОБОСНОВАНИЕ НЕОБХОДИМОСТИ ИЗМЕНЕНИЯ ПУНКТА 3 СТАТЬИ 50 “ЗАКОНА ОБ ОХРАНЕ ОКРУЖАЮЩЕЙ ПРИРОДНОЙ СРЕДЫ”*

Б.В.Никипелов

Минатом, г. Москва

Пункт не разделяет понятий “отработавшее ядерное топливо” и “радиоактивные отходы”, поэтому запрещает хранение отработавшего топлива.

Пункт запрещает даже в качестве исключений, захоронение в стране совместно с отечественными и части зарубежных отходов, получающихся в результате совместной переработки зарубежного отработанного топлива.

ПРИЧИНЫ НЕОБХОДИМОСТИ ИЗМЕНЕНИЙ: ПУНКТ 3

1. Не соответствует нынешней международной законодательно - правовой базе. Объединенная Конвенция “О безопасности обращения с отработавшим ядерным топливом и безопасности обращения с радиоактивными отходами”, принятая на дипломатической конференции в Вене (Австрия, 4 сентября 1998 г.), подписана Россией 27 января 1999г.

- в самом своем названии различает понятия отходов и отработанного топлива; это же разделение принято и в Законе “Об атомной энергии”;
- предусматривает возможность переработки и захоронения отходов в стране, принадлежащей другим странам, “при использовании установок в одной из них в интересах других сторон, в частности, в тех случаях, когда отходы образуются в результате осуществления совместных проектов”.

2. Не соответствует нынешним технологиям обращения с отработавшим топливом.

Практика по обращению с отработавшим ядерным топливом в большинстве стран мира, в том числе и России, показала необходимость достаточно длительного промышленного хранения его перед дальнейшими технологическими процессами. Длительное хранение как отечественного, так и ввозимого зарубежного дает возможность создания и подготовки необходимого комплекса установок для совместных проектов по дальнейшему обращению с ОЯТ, а также значительно облегчает переработку, уменьшая количество радиоактивных отходов. Практика зарубежных заводов (Англия, Франция) предусматривает возможность длительного, до 50 лет, хранения высокоактивных отвержденных отходов на заво-

© **Б.В.Никипелов, 1999**

* Доклад на X Международной конференции Ядерного общества России (Обнинск, 28 июня-2 июля 1999 г.)

ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

де перед их захоронением. Запрет пунктом 3 обеих возможностей лишает конкурентной способности российское ядерное производство.

3. Не разрешает оптимальные пути охраны окружающей природной среды.

3.1. Если "отходы образуются в результате осуществления совместных проектов", то вместе с образовавшимися от переработки зарубежных ОЯТ отходов появляется возможность захоронения российских отходов прошлых лет практически без изменения суммарного объема и за счет оплаты за обращение с зарубежными ОЯТ. Это позволит улучшить экологию хранения РАО российских предприятий.

3.2. Если будет осуществляться совместное хранение российского и зарубежного ОЯТ в течение срока, позволяющего значительно, за счет радиоактивного распада, уменьшить радиоактивность при переработке, возможна модернизация процесса переработки со значительным улучшением ее экологических показателей.

3.3. Разрешение ввоза на переработку ОЯТ, но не разрешение их ввоза на хранение неоправданно и потому, что процесс хранения еще более безопасен, чем переработка без предварительного хранения (технологической выдержки).

3.4. Ни о какой "ядерной свалке" не может быть и речи, потому что промышленное хранение и переработка - это производство, а не свалка. Захоронение части РАО от зарубежных ОЯТ с российскими, если российских будет больше по объему и количеству активности, никак не нарушит окружающую природную среду. (В США и во Франции будут захоранивать значительно большие количества радиоактивности). Одновременно снижение количества нуклидов, предназначенных для захоронения за счет "сжигания" долгоживущих нуклидов (осуществление принципа радиационной эквивалентности), значительно улучшит экологию захоронения.

4. Не дает возможность обеспечить на международном рынке участие государства в выгодном для реабилитации ряда территорий, для выполнения отдельных Федеральных программ, связанных с проблемами радиации, для увеличения занятости в ряде регионов, для разрешения отдельных социальных проблем, а также для экологически приемлемой модернизации предприятий ядерной отрасли. От осуществления совместных проектов по обращению с ОЯТ в зависимости от условий, которые могут быть разрешены будущим Законом о ввозе ОЯТ, можно будет за срок около 20 лет заработать от 4 до 18 млрд. долл. США, которые должны быть потрачены на указанные в заглавии раздела цели. При этом должна быть обеспечена прозрачность при распределении средств, и деятельная сохранность их для расходов в будущих периодах.

Не способствует для малых стран режиму нераспространения ядерных материалов. Для стран, малых по площади и имеющих небольшие мощности ядерной энергетики, экономически невыгодно осуществлять переработку ОЯТ своих АЭС на отечественном заводе. Как правило, переработка экономична, если суммарная мощность АЭС, чьи ОЯТ перерабатывает предприятие более 25 ГВт/эл. электрических, (стандартные модули заводов во Франции, Великобритании, строящегося в Японии). При меньшей мощности АЭС страна либо вынуждена прибегать к переработке на международном заводе, но с возвратом выделенного плутония, а если это не выгодно, то ориентироваться на захоронение ОЯТ на своей территории. В этом случае через сотню - полторы сотни лет ОЯТ в связи с распадом радиоактивности может стать источником извлечения плутония для военных целей. Переработка таких ОЯТ в стране, планирующей сжигание долгоживущих нуклидов, в том числе плутония, решало бы задачу.

Поступила в редакцию 28.05.99.

УДК 621.039.526

ОЦЕНКА И СРАВНЕНИЕ ПОТЕНЦИАЛЬНОЙ ОПАСНОСТИ ПЛУТОНИЯ

А.Г. Асеев, С.А. Субботин

РНИИ-Курчатовский институт, г.Москва



В работе предпринята попытка оценить, насколько представление о плутонии как об очень токсичном элементе соответствует действительности. Рассмотрены свойства плутония, опасные для человека и окружающей среды, радиационная опасность плутония. Были сделаны оценки его химической токсичности и сопоставлены с радиационной токсичностью плутония.

ВВЕДЕНИЕ

Благодаря человеческой активности, за последние десятилетия на планете стало стремительно нарастать количество плутония. До начала использования ядерной энергии количество природного плутония на всем земном шаре оценивалось величиной порядка 50 кг, и который был рассеян в земной коре. Ядерная энергетика наработала его к сегодняшнему дню в количестве уже на порядки большем. За счет ядерных взрывов в биосфере также было рассеяно большое количество этого химического элемента.

После открытия плутония в лабораторных условиях были предприняты попытки обнаружить его в природе. Он был найден в следовых количествах лишь в минералах, содержащих уран, каких-либо естественных месторождений плутония не обнаружено. Наличие естественного плутония в растительности и живых организмах практически не обнаруживается ни какими современными методами [1].

Источниками поступления изотопов плутония в окружающую среду являются испытания ядерного оружия, некоторые этапы ядерного топливного цикла и аварии на атомных электростанциях и летающих аппаратах. Основным источником загрязнения - испытания ядерного оружия [2].

К сожалению, мы до сих пор не знаем, насколько *реальную* опасность плутоний представляет для нас и экологии Земли вообще, насколько представления о нем как об очень токсичном элементе соответствуют действительности.

СВОЙСТВА ПЛУТОНИЯ, ОПАСНЫЕ ДЛЯ ЗДОРОВЬЯ ЧЕЛОВЕКА И ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ

Миграция в окружающей среде

Миграция плутония в окружающей среде тесно связана с растворимостью его соединений в природных средах, поэтому первоначальная химическая форма радионуклидов имеет решающее значение в перемещении их по цепи почва (вода) - растения - животные - человек.

© *А.Г. Асеев, С.А. Субботин, 1999*

Сейчас в ядерной энергетике в качестве топлива используется смесь UO_2 и PuO_2 , эти диоксиды проявляют слабую химическую активность и с трудом вступают в соединения с другими веществами, присутствующими в окружающей среде.

При ядерных испытаниях плутоний поступает в окружающую среду в виде оксидов и отдельных атомов. Тугоплавкие оксиды, образующиеся в небольших количествах при взрывах, практически нерастворимы. Основная доля плутония и америция, осевших с глобальными выпадениями, образуется в виде отдельных атомов и их соединения более растворимы. Химические соединения плутония в выбросах предприятий по переработке топлива представлены в основном растворимыми формами, а также комплексными соединениями с органическими лигандами [2].

Поверхностные слои почвы и донные отложения в настоящее время являются основным резервуаром плутония (более 99% поступившего в окружающую среду элемента). На долю плутония, находящегося в биологических компонентах экосистем, приходится менее 1%. Количество плутония, связанного с животными, в 5 - 10 000 раз меньше количества радионуклида, связанного с растениями. Основное количество плутония, находящегося в почве, присутствует в нерастворимой четырехвалентной форме. В зависимости от источника поступления и состава почвы до 10% всего количества плутония в ней может находиться в растворимой доступной для растений форме. Перераспределение плутония по поверхности Земли обусловлено, в основном, ветровым переносом и эрозией почвы. Ветровой перенос приводит к накоплению плутония около любых препятствий, в том числе и растений. Отмечено, что наибольшие концентрации плутония имеют низкорослые растения (травы, лишайники, мхи). При этом поверхностное загрязнение на несколько порядков выше, чем накопление за счет процессов усвоения. Коэффициенты накопления плутония и америция в растениях при внешнем загрязнении в зависимости от состава почвы изменяются в пределах от 10^{-1} до 10^{-3} , а коэффициент накопления активного поглощения находится в пределах 10^{-3} - 10^{-8} [2].

Таким образом, незначительная часть плутония, содержащаяся в почве, усваивается растениями, при этом основное количество перешедшего в растительность плутония задерживается в корнях растений; некоторое количество плутония переходит в надземную часть растений. По современным представлениям, такое количество плутония в продуктах сельскохозяйственного производства не представляет опасности для животных и человека [1].

Была предпринята попытка рассчитать содержание плутония в почве, которое можно было бы принять в качестве допустимого или нормативного уровня по отношению к человеку, проживающему и получающему средства жизнеобеспечения в этих условиях. Поверхностный слой почвы в этой модели считали основным депо и источником плутония, а в качестве процессов, в результате которых радионуклид может достигать критических органов человека, рассматривали ветровой подъем, рассеяние в атмосфере, истощение облака, осаждение, вдыхание, заглатывание почвы и потребление загрязненных пищевых продуктов, сорбцию кожей, метаболическое поведение после всасывания. Расчеты показывают, что вероятными консервативными стандартами содержания ^{239}Pu в верхнем слое (толщина 3 см) почвы могут быть 15 кБк/кг или 920 кБк/м² [3].

После чернобыльской аварии загрязнение Гомельской области изотопами ^{239}Pu и ^{240}Pu составило 3,7 кБк/м². Максимальная эффективная эквивалентная доза составит к 2050 г. 68 мЗв/год относительно 1996 г. [4]. Здесь мы хорошо можем видеть, что даже после такой масштабной катастрофы, как чернобыльская, загрязнение самого пострадавшего в результате этой аварии района - Гомельской обла-

сти, конкретно, изотопами плутония было намного ниже допустимого уровня по плутонию.

Пути поступления плутония в организм человека

Существуют три пути поступления плутония из внешней среды в организм человека:

- 1) через органы дыхания;
- 2) через желудочно-кишечный тракт;
- 3) через кожу.

Поступление плутония в организм через органы дыхания

Ингаляционное поступление плутония наблюдается у работников плутониевых заводов, а также у проживающих вблизи предприятий по переработке топлива, и у людей, вдыхавших глобально рассеянный плутоний. Наибольшее количество плутония попало в атмосферу в результате испытаний ядерного оружия. По разным оценкам, в результате ядерных испытаний, в атмосферу поступило от 7 до 10 т плутония. Частицы плутония микронных размеров могут находиться в атмосфере месяцы и годы, обигая вместе с воздушными потоками земной шар и постепенно осаждаясь на поверхность земли. Ветровая эрозия почвы также способствует попаданию осевшего в ней плутония в атмосферу вместе с пылью.

Установлено, что при ингаляционном пути поступления концентрация плутония в лимфатических узлах в 6,5 раз выше, чем в легочной ткани [2]. Период биологического полувыведения плутония из легких человека составляет 250 - 500 сут. С увеличением диаметра частиц от 0,2 до 10 мкм отложение в легочной ткани уменьшается с 50 до 5%, но возрастает содержание в носоглоточной области - с 5 до 85%. Аэрозоли соединений плутония с диаметром частиц около 1 мкм откладываются в легких в количестве 25 %. Диоксид ^{239}Pu , полученный при высокой температуре (600 - 1000 °С), практически не резорбируется из легких в кровь и концентрируется в лимфатических узлах легких [2].

Резорбция из легких соединений ^{238}Pu отличается от ^{239}Pu большей транспортабельностью. Диоксид ^{238}Pu свободнее проходит альвеолярно-капиллярный барьер, в небольших количествах задерживается в лимфатических узлах и в значительных количествах, так же, как и нитрат ^{239}Pu откладывается в органах вторичного депонирования. Объясняется это большей растворимостью оксидов ^{238}Pu по сравнению с оксидами ^{239}Pu [2].

Поступление плутония в организм через желудочно-кишечный тракт

Попадая в желудочно-кишечный тракт (ЖКТ), некоторая доля плутония переходит в кровяное русло путем всасывания. На процесс всасывания влияют такие факторы, как растворимость, способность к гидролизу и комплексообразованию, масса и химическая форма соединений, особенности диеты, возраст индивидуума. Коэффициент всасывания зависит от многих факторов и колеблется в широких пределах - от 0,0001 до 0,004 для растворимых соединений; для нерастворимых соединений коэффициент всасывания считается равным 0,00001 [1]. Для окиси плутония этот коэффициент принят 10^{-6} [3].

Наименьшей резорбцией из ЖКТ обладают окисные соединения плутония. Однако всасывание оксида плутония в смеси с оксидом калия такое же, как и растворимых соединений [2].

При введении в ЖКТ небольших количеств плутония (мкг), близких к уровням, которые могут поступать в организм при существующем загрязнении окружающей

среды, всасывание плутония на порядок выше, по сравнению с всасыванием больших количеств (мг). Показано увеличение всасывания плутония у животных, находящихся на кальцийдефицитной и молочных диетах, при дефиците цинка и витамина Д, при длительном голодании и беременности [2].

Поступление плутония в организм через кожу

Плутоний, входящий в состав жидких, твердых и газообразных соединений, может проникать внутрь организма через неповрежденную кожу животных и человека посредством механизма пассивной диффузии. Значимость этого пути поступления плутония в организм иногда может быть даже большей, чем поступление через ЖКТ. Поступление же его через микротравмы и через обожженные участки кожи может быть сравнимо с внутривенной инъекцией [1].

У человека через неповрежденную кожу ладоней нанесенный нитрат ^{239}Pu всасывается очень медленно: за 8 ч общая величина резорбции составляет $1,6 \cdot 10^{-5}$, или $2 \cdot 10^{-6}$ в час. Проникновение плутония через кожу у различных животных может достигать нескольких процентов. С повышением кислотности раствора нитрата ^{239}Pu с 0,1 до 10 М резорбция плутония увеличивается с 0,3 до 2%. Величина всасывания нитрата ^{239}Pu при $\text{pH}=3,0$ составляет 0,15%. Всасывание цитрата ^{239}Pu через кожу поросят, которая по гистологическому строению близка к коже человека, за 6 сут не превышает 0,35% [2].

Наиболее быстро всасывается шестивалентный плутоний, введенный в форме плутонилнитрата, растворенного в соляной кислоте. Резорбируется с биологическим периодом полувыведения, равным 6 сут. (60%) и 184 сут. (40%). Наиболее медленно всасывается нитрат ^{239}Pu : его биологический период полувыведения равен 495 сут., а для хлорида $^{239}\text{Pu}(\text{III})$ биологический период полувыведения равен 117 сут. [2].

Органы вторичного депонирования плутония

Ко вторичным органам депонирования плутония, вне зависимости от пути поступления, химической формы этого элемента, а также вида живого организма являются скелет, печень и почки. При этом химическая форма оказывает влияние на уровни отложения радионуклида в органах депонирования.

При всех путях поступления отмечено незначительное содержание плутония в почках - до 1,5% при внутривенном введении и ингаляции, менее 0,002% при пероральном введении плутоний обнаружен в щитовидной железе, надпочечниках, яичниках и семенниках, а также в мышцах [2].

В случае поступления плутония в профессиональных условиях принимают, что в скелете и печени откладываются равные количества плутония - по 45%; биологический период полувыведения плутония из скелета равен 100 годам, из печени - 40 годам. Принято также, что из всего резорбированного плутония фракция, поступающая в гонады, составляет $3 \cdot 10^{-4}$ для мужчин и 10^{-4} для женщин [2].

Плутоний неравномерно распределяется по структурам тканей. Так, в губчатой кости его концентрация в 2-3 раза выше, чем в компактной. У всех видов животных и человека микрораспределение плутония в костной ткани характеризуется отложением радионуклида на поверхностях костных структур, т.е. отмечена тропность плутония к органическому матриксу кости. С течением времени плутоний перемещается в неорганическую часть кости и "замуровывается". Некоторое количество плутония захватывается макрофагами и переходит в костный мозг. Отмечены различия в микрораспределении плутония в растущем организме, а также при больших дозах, когда подавляются участки роста кости [2].

СРАВНЕНИЕ ХИМИЧЕСКОЙ И РАДИАЦИОННОЙ ОПАСНОСТИ ПЛУТОНИЯ

Считается, токсичность 100 мг цианистого калия примерно эквивалентна химической токсичности 0,5 г плутония. Также считается, что химическая токсичность плутония сравнима с токсичностью ртути. Но эти эквиваленты справедливы, если только плутоний попал в организм человека в растворимой форме и полностью перешел в кровь.

Как отмечалось ранее, большинство поступающих в окружающую среду химических форм плутония мало растворимы. Для желудочно-кишечного тракта коэффициент всасывания даже для растворимых соединений лежит в пределах от 0,0001 до 0,004.

На основании этих данных мы можем видеть, что даже если плутоний находится в своей самой растворимой форме, для того, чтобы в кровь перешло количество плутония, смертельное для человека (0,5 г), этому человеку необходимо съесть 125 г плутония.

Поглощенная доза 10 Гр смертельна для всех млекопитающих. Воспользовавшись формулой для однократного поступления радионуклида в организм человека [5], находим, что для того, чтобы получить такую поглощенную дозу, среднему человеку (с весом 70 кг) необходимо получить 27,5 МБк или около 0,01 г изотопа ^{239}Pu . Это введение может быть произведено через органы дыхания. Находясь в них, ^{239}Pu , если присутствует в нерастворимом соединении, все равно будет воздействовать на человека α -излучением. Здесь мы приняли, что плутоний будет очень быстро выводиться из легких - период полувыведения был принят равным 250 сут. Обычно период полувыведения плутония из легких лежит в пределах 250 - 500 сут. [2], если бы мы приняли его большим, то это значительно уменьшило бы необходимое для получения поглощенной дозы 10 Гр количество грамм плутония.

Из наших рассмотрений однозначно следует - для того, чтобы убить человека с помощью радиационных свойств плутония, нужно ввести в его организм намного меньшее его количество (в частности, ^{239}Pu), чем для того, чтобы убить индивида с помощью его химических свойств.

И если учесть, что химическая токсичность плутония сравнима с токсичностью ртути, то химической опасности плутония можно уж точно не бояться по сравнению с его радиационной опасностью.

ВОЗМОЖНАЯ ОПАСНОСТЬ, КОТОРУЮ МОЖЕТ ПРЕДСТАВЛЯТЬ ПЛУТОНИЙ

Как можно видеть из различных свойств плутония, основной опасностью, которую он несет, является радиационная. Это также отмечается в работе [2]. Химическая опасность его не так велика. Что касается биологической опасности, то в предыдущих разделах нами показано, что большинство форм химических соединений плутония плохо усваиваются организмом человека. Основными органами вторичного депонирования плутония являются печень и скелет. Скелет, за счет того, что в нем находится костный мозг, является более чувствительным, чем печень к воздействию радиации.

Большинство изотопов плутония являются α -излучателями. Именно α -излучение представляет наибольшую радиационную опасность по сравнению с другими видами радиации. Отметим, что далеко не одни только изотопы плутония имеют α -активность. Но ни один из других химических элементов, имеющих α -активные изотопы не привлек к себе такого внимания, как плутоний.

Наиболее частым раковым заболеванием, которое встречается у мужчин, является рак легких. В мире ежегодно регистрируется более 1 млн. смертей от него. В России ежегодно умирает от рака легкого 75-80 чел. на 100 000 населения.

Самым опасным путем поступления в организм человека плутония являются органы дыхания. Отмечено [6], что при содержании плутония в легких до 5,6 кБк не наблюдается увеличения заболеваемости раком легких. При количестве плутония в легких выше 5,6 кБк заболеваемость раком резко возрастает. Заболеваемость раком легких при курении носит линейный характер, т.е. пропорциональна количеству выкуренных сигарет.

Благодаря глобально рассеянному плутонию, его концентрация в легких людей в настоящее время составляет 0,2 Бк/г [2]. Масса легких среднестатистического человека (при весе 70 кг) составляет 1 кг [7]. В легких современного человека находится сегодня около 200 Бк плутония. Видно, что эта величина намного меньше пороговой величины заболеваемости раком легких от изотопов плутония.

Отметим, что в настоящее время признано, что самым важным фактором индуцированного рака легкого является курение. Табачный дым содержит более 50 канцерогенов, т.е. веществ с доказанной способностью вызывать опухоли у человека. Следующим по важности фактором, вызывающим рак легкого, является дыхание (или ингалирование) различных веществ техногенного происхождения в виде газов, аэрозолей, пылей. Таким путем в организм могут поступать черные, цветные и тяжелые металлы и их соединения, мышьяк, асбест, силикаты, различные химические продукты (полициклические ароматические углеводороды, нитро-соединения и их предшественники, оксиды серы и азота). Обычно это связано с работой тепловых электростанций, предприятий черной и цветной металлургии, нефтехимических и химических производств, автотранспорта, добычей полезных ископаемых. Естественно, что наибольшее количество этих веществ может быть ингалировано лицами, работающими на данных предприятиях, и увеличение заболеваемости раком легкого в 1,7 - 4,1 раза было найдено в черной металлургии, у шахтеров, в индустрии асбеста, у трубочистов, в производстве резины, в мясной промышленности. Но многие производства помимо непосредственного воздействия на персонал загрязняют также окружающую среду (атмосферный воздух, воду, почву), проводя контролируемые и неконтролируемые выбросы и сбросы. Имеются работы, показывающие, что риск рака легкого, связанный с местом проживания вблизи предприятий нефтяной и химической промышленности, увеличен в 1,6 - 1,8 раза [6]. Заметим, что на американских атомных предприятиях, где поступление ^{239}Pu очень невелико (на уровне допустимого), было отмечено снижение частоты рака легкого по сравнению с контролем [6].

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ ОПАСНОСТИ ПЛУТОНИЯ

Попробуем оценить, насколько велика радиационная опасность плутония. Как мы уже приводили выше, вероятным консервативным стандартом содержания ^{239}Pu в верхнем слое (толщина 3 см) почвы является 920 кБк/м². Предположим, почва получила это загрязнение в результате аварии на легководном реакторе с глубиной выгорания топлива 33 МВт сут/кг. Данные по процентному содержанию изотопов плутония в таком топливе представлены в табл.1 [1]. Зная процентное содержание изотопов плутония в топливе, легко рассчитать массовые количества этих изотопов в результате предполагаемого загрязнения почвы по ^{239}Pu . Результаты расчетов представлены также в табл.1.

Известно, что площадь поверхности земного шара примерно равна $5,10 \cdot 10^8$ км² [5]. Умножив эту величину на общую массу вероятного консервативного стандарта

содержания плутония в почве (из табл.1), получаем - для того, чтобы добиться такого уровня загрязнения плутонием (920 кБк/м^2 по ^{239}Pu) потребуется $3,61 \cdot 10^5$ т плутония. Даже если считать, что суша составляет одну треть поверхности земли и мы равномерно загрязнили бы плутонием только сушу, еще не известно, нарабатывает ли человечество когда-нибудь в будущем такое количество плутония. Напомним, что при таком загрязнении земли плутонием мы еще не нарушим предела по содержанию плутония в почве.

РЕЗЮМЕ

- Сейчас в ЯЭ в качестве топлива используется смесь UO_2 и PuO_2 . Эти диоксиды проявляют слабую химическую активность и с трудом вступают в соединения с другими веществами, присутствующими в окружающей среде (ОС). Благодаря этому, их миграция в ОС крайне мала, и в живых организмах эти химические формы усваиваются слабо.

- Что касается рассмотрения перспективных видов топлива (U-Pu-Zr и UN+PuN), то можно сказать, что, по-видимому, сплав Pu с U и Zr не будет давать возможности Pu испаряться при комнатной температуре в результате какой-либо аварии, если же топливо будет поступать в ОС в раскаленном состоянии, например, из активной зоны реактора, то Pu вступит в контакт с кислородом воздуха и превратится в оксид, мало растворимый в воде, хотя для этого вида топлива требуются еще дополнительные исследования. Нитрид плутония - нерастворимое соединение, способность его образовывать комплексные соединения стоит на предпоследнем месте в ряду степеней валентности плутония. Заметим, что топливо на основе PuO_2 все-таки обладает меньшей растворимостью и способностью образовывать комплексные соединения, чем PuN , поэтому сегодня оно является самым безопасным для ОС из предлагаемых видов плутониевого топлива.

- Была предпринята попытка рассчитать содержание плутония в почве, которое можно было бы принять в качестве допустимого или нормативного уровня по отношению к человеку, проживающему и получающему средства жизнеобеспечения в этих условиях. Расчеты показывают, что вероятными консервативными стандартами содержания ^{239}Pu в верхнем слое (толщина 3 см) почвы могут быть 15 кБк/кг или 920 кБк/м^2 [3]. После черновильской аварии загрязнение Гомельской области изотопами ^{239}Pu и ^{240}Pu составило $3,7 \text{ кБк/м}^2$. Здесь мы хорошо можем видеть, что даже после такой масштабной катастрофы, как черновильская, загрязнение самого пострадавшего в результате этой аварии района - Гомельской области изотопами плутония было намного ниже допустимого уровня по плутонию.

Таблица 1

Количества различных изотопов плутония при его содержании в почве 920 кБк/м^2 . (Считаем, что плутоний был наработан в легководном реакторе с глубиной выгорания топлива 33 МВт сут/кг)

Изотоп плутония	Содержание изотопов в реакторном плутонии, %	Количество рассматриваемого изотопа, г/м^2
^{238}Pu	1,9	$9,9 \cdot 10^{-6}$
^{239}Pu	76,82	$4,0 \cdot 10^{-4}$
^{240}Pu	15,34	$8,0 \cdot 10^{-5}$
^{241}Pu	4,01	$2,1 \cdot 10^{-5}$
^{242}Pu	1,93	$1,0 \cdot 10^{-5}$
Общая масса изотопов плутония		$7,1 \cdot 10^{-4}$

- Токсичность 100 мг цианистого калия примерно эквивалентна химической токсичности 0,5 г плутония. Химическая токсичность плутония сравнима с токсичностью ртути. Но эти эквиваленты справедливы, если только плутоний попал в организм человека в растворимой форме и полностью перешел в кровь. По нашим оценкам, химическая токсичность 125 г плутония с учетом всасывания в кровь через желудочно-кишечный тракт равна токсичности 100 мг цианистого калия.

- Чтобы получить дозу в 10 Гр, смертельную для всех млекопитающих, человеку достаточно поступления в организм (по нашим оценкам) около 0,01 г изотопа ^{239}Pu . Это введение может быть произведено через органы дыхания. Находясь в них, ^{239}Pu , даже если будет присутствовать в нерастворимом соединении, все равно будет воздействовать на человека α -излучением. Для того, чтобы убить человека с помощью радиационных свойств плутония, нужно ввести в организм намного меньшее его количество (в частности, ^{239}Pu), чем для того, чтобы убить индивида с помощью его химических свойств. Основная опасность, которую представляет плутоний, является радиационной.

- Что касается биологической опасности, то важно отметить, что большинство форм химических соединений плутония очень плохо усваиваются организмом человека.

- Самым опасным путем поступления в организм человека плутония являются органы дыхания. Отмечено [6], что при содержании плутония в легких до 5,6 кБк не наблюдается увеличения заболеваемости раком легких. При количестве плутония в легких выше 5,6 кБк заболеваемость раком резко возрастает. Благодаря глобально рассеянному плутонию, его концентрация в легких людей в настоящее время составляет 0,2 Бк/г [2]. В легких современного человека находится сегодня около 200 Бк плутония. Видно, что эта величина намного меньше пороговой величины заболеваемости раком легких от изотопов плутония.

- Площадь поверхности земного шара примерно равна $5,10 \cdot 10^8 \text{ км}^2$ [5]. Умножив эту величину на общую массу вероятного консервативного стандарта содержания плутония в почве (920 кБк/м^2 по ^{239}Pu) получаем, что для того, чтобы добиться такого уровня равномерного загрязнения плутонием потребуется $3,6 \cdot 10^5 \text{ т}$ плутония. Еще не известно, наработает ли человечество когда-нибудь в будущем такое количество плутония, не говоря о том, что не ясно как такое количество ценного для ядерной энергетики вещества будет рассеяно в окружающей среде. Напомним, что при таком загрязнении земли плутонием мы еще не нарушим предела по содержанию плутония в почве. Наши оценки показывают, что полное количество плутония на земном шаре (включая невыделенный из отработавшего ядерного топлива) составляет сегодня примерно 1200.

- Конечно, отдельные участки земли могут получить загрязнение плутонием намного превышающим допустимые величины. Но заметим, что отдельный индивид нигде, никогда, ни при каком высоком уровне технологии не застрахован от травм и гибели. Любая технология должна заботиться, прежде всего, о сохранении вида в целом. И из приведенных оценок видно, что по такой критической величине, как количество плутония, человечество как вид защищено. Конечно, при этом необходимо тщательно контролировать места хранения плутония, не допускать его попадания в биосферу. Этот элемент все-таки для отдельного индивида может представлять серьезную опасность и защита отдельного индивида лежит на специальных нормах, требованиях и правилах, которые необходимо выполнять, и которым неукоснительно следует ядерная энерготехнология.

Список литературы

1. Воробьев Г.В., Дмитриев А.М. и др. Плутоний в России. - М.: Центр координации и информации СоЭС, 1994.
2. Вредные химические вещества. Радиоактивные вещества. Справочник/Под ред. акад. Л.А. Ильина. - Л.: Химия, 1990.
3. Трансурановые элементы в окружающей среде./Под ред. У.С. Хэнсона. - М.: Энергоатомиздат, 1985.
4. Bolshov L.A., Arutyunyan R.V. et al. Environmental & safety problems in Pu utilization & power generation. IBRAE RAS, Moscow. E.R. Merz and C.E. Walter Advanced Nuclear Systems Consuming Excess Plutonium Proc. of the NATO Advanced Research Workshop (Moscow, Russia, 13-16 October, 1996). -Vol. 15. - P. 271.
5. Гусев Н.Г., Беляев В.А. Радиоактивные выбросы в биосфере: Справочник. -М.: Энергоатомиздат, 1991.
6. Токарская З.Б., Жунтова Г.В. Плутоний и рак легкого у работников атомной промышленности /Международный форум "Молодежь и плутониевая проблема" (Обнинск, Россия, 4-10 июля 1998).
7. Публ. 23 МКРЗ. -М.: Медицина, 1977.

Поступила в редакцию 01.04.99.



УДК 519.688:621.039.572

ПРОГРАММА FАСТ98 ДЛЯ ТРЕХМЕРНЫХ НЕЙТРОННО-ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ КИПЯЩЕГО РЕАКТОРА ВК-300

С.В. Баринов, В.В. Васильев, В.К. Викулов, В.К. Давыдов, А.П. Жирнов, Ю.И. Митяев, А.В. Радкевич, М.И. Рождественский
НИКИЭТ, г. Москва



Программа FАСТ98 позволяет рассчитывать стационарные состояния реактора, выгорание топлива с учетом перегрузки и перестановки ТВС, распределения мощности и алгоритм перемещения органов СУЗ, эффектов и коэффициентов реактивности и т.п. В дальнейшем планируется ввести в программу расчет переходных процессов на основе пространственной нейтронной кинетики и теплогидродинамики.

Характерной особенностью корпусных кипящих реакторов, к которым относится проектируемый в НИКИЭТ реактор ВК-300, является значительная высотная неоднородность нейтронно-физических свойств активной зоны, сложность описания теплогидравлических процессов и наличие существенных обратных связей между нейтронными и теплогидравлическими параметрами. Это предъявляет повышенные требования к программам и методикам расчета кипящих реакторов.

Для нейтронно-физического проектирования ВК-300 используются два типа расчетных кодов. К первому относятся программы детальных расчетов спектра нейтронов и подготовки библиотеки мало групповых макросечений. Другой тип программ предназначен для пространственных расчетов реактора в мало групповом диффузионном приближении. В них используются библиотеки макросечений, полученные с помощью программ первого типа.

В качестве рассматриваемого ниже рабочего кода второго типа для совместных нейтронно-теплогидравлических трехмерных расчетов применяется программа FАСТ98, разработанная в 1998 г. специально для реактора ВК-300.

В программе учитываются обратные связи по выгоранию топлива, отравлению Хе-135 и теплогидравлическим параметрам реактора, которые представлены в виде зависимостей от мощности ТВС и распределения энерговыделения по длине каждой сборки.

© С.В. Баринов, В.В. Васильев, В.К. Викулов, В.К. Давыдов, А.П. Жирнов, Ю.И. Митяев, А.В. Радкевич, М.И. Рождественский, 1999

* Доклад на X Международной конференции Ядерного общества России (Обнинск, 28 июня-2 июля 1999 г.)



В основу нейтронных расчетов положено малогрупповое (от 2 до 4 групп) диффузионное приближение с учетом термализации нейтронов.

Трехмерная модель ВК-300 в программе представлена в виде правильной треугольной решетке шестигранных каналов с шагом, равным шагу размещения ТВС в реакторе. Возможен расчет различных элементов симметрии: 1/12, 1/6, 1/3 и 1/2. На плоскостях симметрии могут быть заданы различные условия отражения и трансляции. По высоте реактор разбивается параллельными плоскостями на слои произвольной толщины. Пересечения слоев с каналами образуют геометрические зоны с индивидуальными нейтронными и теплогидравлическими параметрами.

Узлы конечно-разностной расчетной сетки располагаются в центре каналов. По высоте в каждом расчетном слое допускается произвольное количество узлов.

Для решения трехмерного уравнения диффузии в программе могут использоваться два метода: конечно-разностный метод на грубой сетке и нодальный метод.

Первый метод отличается высоким быстродействием, абсолютной устойчивостью и надежностью. Однако его применение для решеток с большим шагом может приводить к заметным ошибкам в расчетах эффективного коэффициента размножения нейтронов и распределений мощности. Метод введен в программу для предварительных оценок, сравнения с другими однотипными программами и расчета сложных конфигураций реактора.

Второй метод, используемый в программе в качестве основного, разработан на основе хорошо зарекомендовавшего себя для реакторов РБМК (код SADC0) нодального метода с коррекцией токов нейтронов на границах каналов. Метод разработан в НИКИЭТ на базе алгоритма Аскью-Такеда. Отличительной особенностью метода является использование кроме одного центрального, еще и шести дополнительных узлов в каждом канале. Дополнительные узлы используются для корректировки токов нейтронов на границах каналов на основании одномерного уравнения баланса и в основном в расчете не участвуют. Периодически, через несколько внешних итераций, с их помощью проводится корректировка коэффициентов конечно-разностного уравнения, имеющего вид обычного уравнения с одним узлом на канал. Усовершенствования метода Аскью-Такеда, проведенные в НИКИЭТ, коснулись, прежде всего, подбора положения дополнительных узлов в канале и адаптации этого метода к трехмерным расчетам.

Таблица 1

Расчет коэффициента размножения нейтронов по программам MCNP и FACT98

Вариант	Программа		Расхождение δ , %
	MCNP	FACT98	
1	1.09847±0.00011	1.09575	-0.23
2	0.94358±0.00011	0.94214	-0.16
3	1.01035±0.00011	1.00829	-0.20
4	1.02963±0.00011	1.030447	+0.08

ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

Разработанный нодальный метод отличается повышенной точностью и сравним по точности с конечно-разностными методами, использующими мелкую сетку в каждом канале (6 и более узлов на канал).

В программе используются также эффективные алгоритмы решения сеточных уравнений большой размерности с помощью метода неполной факторизации и алгоритмы ускорения внешних итераций с помощью полиномов Чебышева.

Программа FACT98 может работать как с собственной библиотекой нейтронных макросечений, разработанной специально для реактора ВК-300, так и с макросечениями, вводимыми в качестве исходной информации. В библиотеке для реактора ВК-300 используются полиномиальные аппроксимации макросечений в зависимости от технологических и теплогидравлических параметров ячеек активной зоны. Она описывает все эксплуатационные состояния реактора.

Работы по тестированию и верификация программы должны включать как нейтронно-физические, так и теплогидравлические модели. Однако поскольку в ней пока используются приближенные теплогидравлические модели, было решено ограничиться лишь их тестированием и формальной проверкой работоспособности. Основное внимание уделялось тестированию и верификации завершенных и отлаженных физических моделей программы FACT98. Для этого были разработаны тестовые задачи, позволяющие проверить программу при наиболее сложных (по корректности расчета рас-



Рис. 1. Мощности ТВС, рассчитанные по программам FACT98 и MCNP



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

пределений мощности) состояниях активной зоны ВК-300, которые были рассчитаны также по общепризнанной прецизионной программе MCNP (см. табл.1 и рис.1),

Рассчитаны 4 состояния ВК-300, отличающиеся глубиной погружения стержней СУЗ:

- все стержни полностью выведены из реактора (вар. 1);
- все стержни полностью введены в реактор (вар. 2);
- часть стержней полностью введена в реактор, а остальные стержни полностью выведены из него в состоянии, близком к критическому (вар. 3);
- как и вариант 3, но все введенные стержни извлечены на 40 см (вар. 4).

Для программы MCNP была разработана детальная трехмерная потвэльная модель, полностью воспроизводящая конструкцию ТВС. Для программы FACT98 разработана трехмерная модель с элементом вращательной симметрии 1/6. Макросечения активной зоны и отражателей для программы FACT98 рассчитывались по встроенной в программу библиотеке сечений для реактора ВК-300.

Как следует из таблицы, значения коэффициента размножения нейтронов, рассчитанные по обеим программам, совпадают с точностью не хуже 0.23%.

При расчете распределений мощности по ТВС реактора нодальным методом расхождение с данными программы MCNP для всех вариантов не хуже 13%. Максимальное расхождение наблюдается во внешнем ряде ТВС, что вызвано, главным образом, небольшими значениями мощности этих ТВС. Для внутренних ТВС расхождение не превышает 4.7%. На рисунке приведено нормированное на 100 распределение мощностей ТВС для одного из тестовых вариантов.

По результатам многочисленных тестовых расчетов можно сделать вывод, что программа FACT98 рассчитывает эффективный коэффициент размножения нейтронов $K_{эфф}$ и пространственное распределение мощности в реакторе ВК-300 в широком спектре конфигураций активной зоны с достаточной для стадии технического проекта точностью.

Поступила в редакцию 28.05.99.

EVALUATING EFFECTS OF (γ,n) & $(n,2n)$ REACTIONS ON CRITICALITY AND KINETICS OF HEAVY-WATER REACTOR

Yu.V. Volkov, T.G. Petrosov, M. Moniri

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



Оценено влияние фотонейтронных реакций на критичность и динамику тяжеловодного реактора. Показано, что при нейтронно-физических расчетах ядерного реактора реальных размеров, учитывать эти реакции не требуется. Показано, что влияние запаздывающих фотонейтронных реакций на динамику тяжеловодного реактора существенно. Разработан и опробован в имитационном эксперименте цифровой реактиметр для такого реактора.

CRITICALITY

It is evident that any particular nuclear reactor under stationary conditions is always subcritical since it cannot be completely isolated from outside neutrons sources i.e. from neutrons which do not directly result from fission. If the contribution of these neutrons into neutron balance is insignificant then one can apply model of just critical reactor to real stationary reactor. In this case for example the verification of computational codes using reactor criticality experiments is facilitated.

Photoneutrons contribution

The action of gamma rays with threshold energy of $E_{g_i} \approx 2.23$ MeV on the nuclei of deuterium results in monoenergetic neutrons. This is called (γ,n) reaction and the neutron sources based on this reaction are called photoneutron sources. The cross section of this reaction for deuterium is: $\sigma_{\gamma,n} \approx 2 \cdot 10^{-3}$ barn [1].

Since $200 \text{ MeV} \approx 32 \cdot 10^{-12} \text{ W} \cdot \text{s}$ the fission rate (N_f) in a reactor with the power $E[\text{W}]$ will be

$$N_f = \frac{E}{32 \cdot 10^{-12}} \frac{\text{fissions}}{\text{s}}$$

Accordingly the number of neutrons born in a reactor for 1 sec due to the fission is:

$$N_n = \nu \cdot N_f = \nu \cdot \frac{E}{32 \cdot 10^{-12}} \frac{\text{n}}{\text{s}}$$

where $\nu \approx 2.5$ is the number of secondary neutrons in one event of fission.

At the same time the number of γ -quanta (N_γ) with the energy higher than 2.23 MeV, born in a reactor with fission rate (N_f), can be determined by:

$$N_\gamma = \nu_\gamma \xi \cdot N_f,$$

where $\nu_\gamma \approx 7.4$ is the average yield of γ -quanta during the Uranium fission and $\xi \approx 0.02$ is the fraction of γ -quanta with the energy higher than 2.23 MeV [1].

Suppose that a cylindrical reactor with radius R and height H is almost filled with heavy water (the maximum value of (γ, n) source power has been considered). Then one can determine the power of photoneutrons source using following formula:

$$S_{\gamma, n} = N_{\gamma} \cdot \sigma_{\gamma, n} \cdot \rho_{D_2} \cdot \frac{2 \cdot R \cdot H}{R + H}$$

and, consequently, the reactor multiplication will be

$$\frac{1}{1 - \kappa} = \frac{N_n}{S_{\gamma, n}} = \frac{\nu}{\nu_{\gamma} \cdot \xi \cdot \sigma_{\gamma, n} \cdot \rho_{D_2}} \cdot \frac{R + H}{2RH}$$

It is clear that the reactor multiplication under the photoneutron source depends not on the reactor power but only on its size (the greater the size the less multiplication). It is usually accepted, that in a cylindrical reactor the relation of $2R=H$ is executed. Therefore the multiplication factor (k) of a stationary heavy water reactor with radius R can be estimated by:

$$k = 1 - \frac{S_{\gamma, n}}{N_n} = 1 - \frac{4 \cdot \nu_{\gamma} \cdot \xi \cdot \sigma_{\gamma, n} \cdot \rho_{D_2} \cdot R}{3 \cdot \nu} \tag{1}$$

Fig.1 shows the variation of k versus reactor radius. It can be seen that within practically realistic range of reactor dimensions the effect of photoneutrons reactions on heavy water reactor criticality is not essential.

(n, 2n) Reactions Contribution

In a similar way (n, 2n) deuterium reaction effect on the heavy water reactor criticality has been evaluated. In this case one should consider the threshold of this reaction is 3.34 MeV and the cross-section is $\sigma_{n, 2n} \approx 8.6 \cdot 10^{-3}$ barn [1].

For an estimation of the (n, 2n) source power it is necessary to know in one reactor spectrum the fraction of neutrons with the energy higher than the threshold. This fraction can be evaluated using a cell calculation code e.g. WIMS. The estimates show that for heavy water reactors it is approximately 1.6%. Therefore at approximately equal ξ values the (n, 2n) source is several times more intensive than photoneutron one due to higher reaction cross-section. Analogous to equation (1)

$$k = 1 - \frac{8 \cdot \xi \cdot \sigma_{n, 2n} \cdot \rho_{D_2} \cdot R}{3}$$

It is seen in Fig.1 that in spite of the fact that the effect of (n, 2n) source on the reactor criticality is higher than that of photoneutrons source, it is not too high to be obligatory considered at criticality calculation in all situations.

According to equation (1), the dependence of subcriticality of a reactor on the source power is linear. Hence contributions of both (γ, n) and $(n, 2n)$ sources into subcriticality are additive and can be calculated by

$$k = 1 - \frac{S_{\gamma, n} + S_{n, 2n}}{N_n}$$

So, according to estimates given in Fig.1, even a very large heavy water reactor with radius of (e.g.) five meters will have subcriticality less than 0.12%. In particular, the ZPR critical assembly with vessel radius 1.19 m has in the steady state subcriticality less than 0.032%. The obtained estimations of heavy water reactor subcriticality in steady state are within an accuracy of calculation and experimental methods.

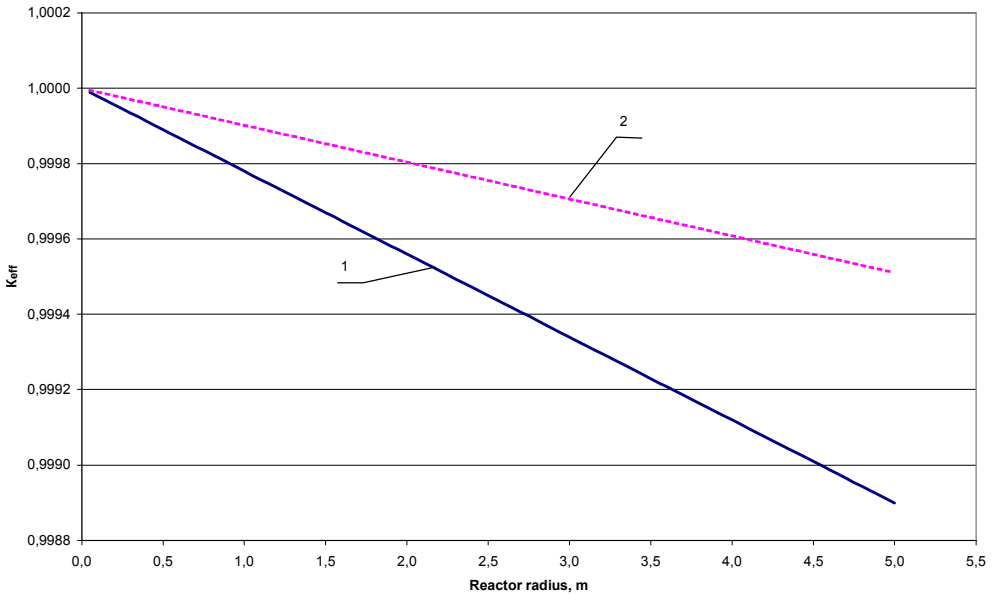


Fig.1. Dependence of K_{eff} on reactor radius: 1 - for (n, 2n) source; 2 - for (γ, n) source;

REACTOR KINETICS

There are two sides of the problem of achieving of reactivity evaluations accuracy in nuclear reactor experiments. The first one is an adequate model idea of nuclear reactor dynamic [2,3]. The second one is a reactivity constant providing [1,4].

If delayed neutrons are born in a reactor not only as a result of decay of fission fragments then the well known equations of reactor point kinetics with six groups of delayed neutrons [1] may be unsuitable for describing kinetics of such a reactor. Consequently, reactivity instruments based on Inverse Solution of these Equations (ISE) may be invalid for calculation of reactivity in a reactor with additional sources of delayed neutrons.

According to [1] the heavy water reactor kinetics taking into account delayed photoneutrons can be described by the following set of equations:

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{dn}{dt} = \frac{\rho_0 - \beta_{eff}}{l} n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i + \sum_{j=1}^9 \lambda_j C_j \\ \frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_{effi}}{l} n(t) - \lambda_i C_i(t), \quad i = 1..6 \\ \frac{dP_j}{dt} = \frac{\beta_{effj}}{l} n(t) - \lambda_{pj} P_j, \\ \frac{dC_j}{dt} = \lambda_{pj} P_j - \lambda_j C_j, \quad j = 1..9 \end{array} \right. \quad (2)$$

where

$$\beta_{eff} = \sum_{i=1}^6 \beta_{effi} + \sum_{j=1}^9 \beta_{effj}$$

λ_p is the decay constant of a parent nucleus and P is the concentration of parent nuclei. All the rest symbols are of common knowledge.

On the base of equations (2) by means of standard transformations it is possible to describe the heavy water reactor point kinetics using integro-differential equation of the following type:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta_{\text{eff}}}{\Lambda} n(t) + \frac{1}{\Lambda} \left[\sum_{i=1}^6 \lambda_i \beta_{\text{eff}i} \int_{-\infty}^t e^{-\lambda_i(t-t')} n(t') dt' + \sum_{j=1}^9 \lambda_j \lambda_{pj} \beta_{\text{eff}j} \int_{-\infty}^t e^{-\lambda_j(t-\tau)} \int_{-\infty}^{\tau} e^{-\lambda_{pj}(\tau-t')} n(t') dt' d\tau \right] \quad (3)$$

If one assumes that the decay of parent nuclei is fast enough for their life-time finiteness should not be taking into account ($\lambda_p = \infty$), then the equation (3) can be written in the form of:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta_{\text{eff}}}{\Lambda} n(t) + \frac{1}{\Lambda} \left[\sum_{i=1}^6 \lambda_i \beta_{\text{eff}i} \int_{-\infty}^t e^{-\lambda_i(t-t')} n(t') dt' + \sum_{j=1}^9 \lambda_j \beta_{\text{eff}j} \int_{-\infty}^t e^{-\lambda_j(t-t')} n(t') dt' \right],$$

which differs from the ordinary one only by the number of groups of delayed neutrons.

Hence the general ISE for a heavy water reactor can be given by

$$\rho = 1 + \frac{\Lambda}{\beta_{\text{eff}}} \frac{1}{n(t)} \frac{dn}{dt} - \frac{\sum_{i=1}^6 \lambda_i a_i \int_{-\infty}^t e^{-\lambda_i(t-t')} n(t') dt' + \sum_{j=1}^9 \lambda_j \lambda_{pj} a_j \int_{-\infty}^t e^{-\lambda_j(t-\tau)} \int_{-\infty}^{\tau} e^{-\lambda_{pj}(\tau-t')} n(t') dt' d\tau}{n(t)}.$$

At $\lambda_p \rightarrow \infty$

$$\rho = 1 + \frac{\Lambda}{\beta_{\text{eff}}} \frac{1}{n(t)} \frac{dn}{dt} - \frac{\sum_{i=1}^6 \lambda_i a_i \int_{-\infty}^t e^{-\lambda_i(t-t')} n(t') dt' + \sum_{j=1}^9 \lambda_j a_j \int_{-\infty}^t e^{-\lambda_j(t-t')} n(t') dt'}{n(t)}.$$

To evaluate the effect of delayed photoneutrons on reactivity measurements by a reactimeter the modeling of point kinetics of a heavy water reactor, using step

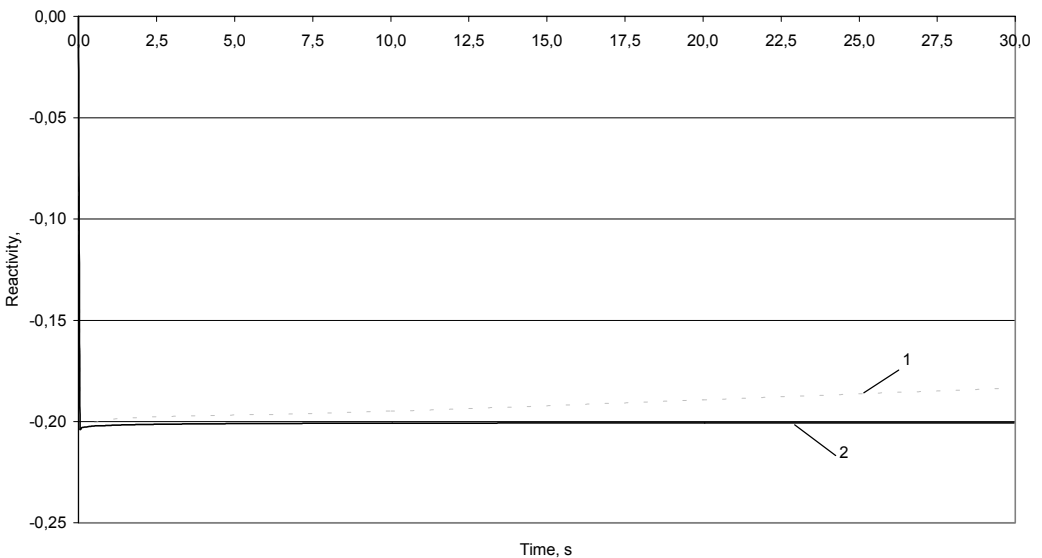


Fig.2. Comparative analysis with 6(1) and 15(2) groups of delayed neutrons(time discreteness interval $\Delta t=0.05$ s)

increments of negative reactivity was carried out. A general equation of inverse hours for a heavy water reactor has been derived:

$$\omega_m l = -\beta_{\text{eff}} + \rho_0 + \sum_i \beta_{\text{eff}} \lambda_i / (\omega_m + \lambda_i) + \sum_j \frac{\beta_{\text{eff}} \lambda_{pj} \lambda_j}{(\omega_m + \lambda_{pj})(\omega_m + \lambda_j)}$$

If $\lambda_p \rightarrow \infty$, then this equation is transformed into the ordinary equation of inverse hours:

$$\omega_m l = -\beta_{\text{eff}} + \rho_0 + \sum_i \frac{\beta_{\text{eff}} \lambda_i}{(\omega_m + \lambda_i)} + \sum_j \frac{\beta_{\text{eff}} \lambda_j}{(\omega_m + \lambda_j)} \tag{4}$$

Reactor kinetics has been modeled by the calculation of neutron density decrease in a reactor using the formula:

$$n(t) = \sum_{m=1}^{16} N_m e^{\omega_m t}$$

where parameter N_m and ω_m are calculated using the inverse hours equation (4) with the given values $l, \beta_{\text{eff}}, \lambda, \rho_0$.

There are three variants of applying digital reactimeter for analysis of neutron density decreasing in a reactor. The reactimeter has been realized using the algorithm:

$$\rho_j = 1 + \frac{\Lambda}{\beta} \alpha_j - \frac{\sum_i \lambda_i W_{ij}}{n_j} \tag{5}$$

where

$$W_{ij} = W_{ij-1} e^{-\lambda_i \Delta t} + \frac{a_i}{\lambda_i + \alpha_j} (n_j - n_{j-1} e^{-\lambda_i \Delta t}), \quad \left\{ W_{ij} \equiv a_i \int_{-\infty}^{j \Delta t} e^{-\lambda_i (t-t')} n(t') dt' \right\}$$

j – time step, Δt – time discreteness interval.

Initial conditions were assumed to be

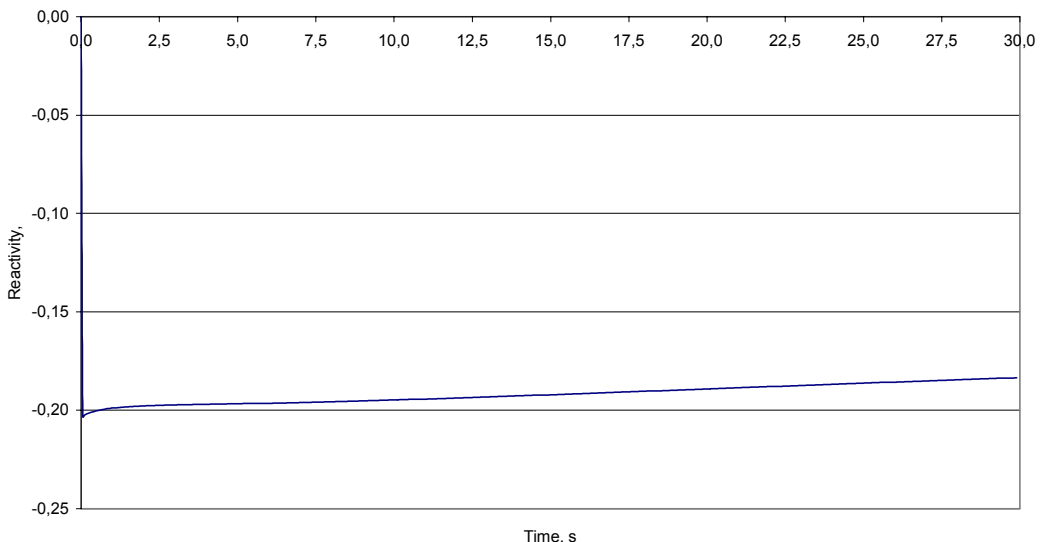


Fig.3. Reactivity with six groups of delayed neutrons with $\beta= 0.75\%$ (time discreteness interval $\Delta t = 0.05$ s)

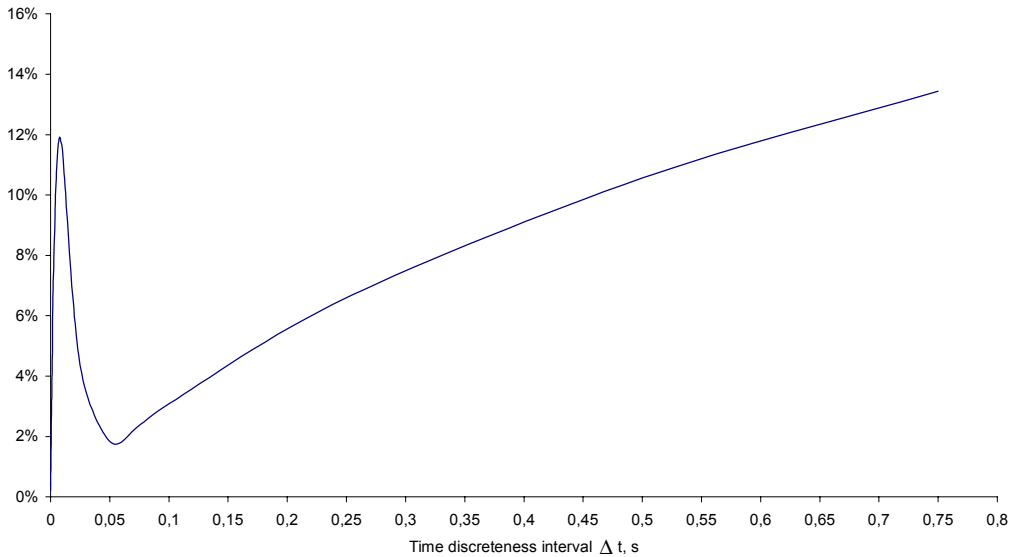


Fig. 4. Dependence of error in reactivity evaluation ρ on time discreteness interval Δt

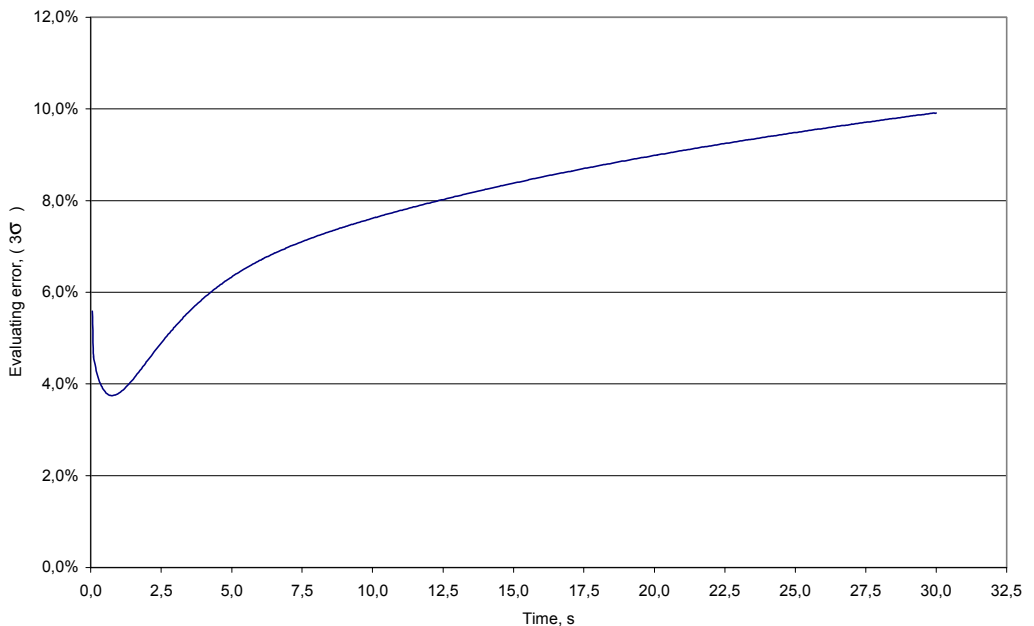


Fig. 5. Analysis of error in reactivity evaluation with difference constants of delayed neutrons within 10% (time discreteness interval $\Delta t = 0.05$ s)

$$W_{i0} = a_i \int_{-\infty}^0 n_0 e^{-\lambda_i(0-t')} dt' = \frac{a_i}{\lambda_i} n_0.$$

The mentioned three variants are as follows

- Reactimeter with ordinary six groups of delayed neutrons and effective fraction of $\beta_{\text{eff}} = 0.65\%$;
- Reactimeter with ordinary six groups of delayed neutrons and effective fraction of $\beta_{\text{eff}} = 0.75\%$ which includes contribution of photoneutron reactions;
- Reactimeter with 15 groups of delayed neutrons (6 ordinary and 9 photoneutron) and

the effective fraction of $\beta_{\text{eff}} = 0.75\%$.

Fig. 2-5 show the calculation results at $\rho_0 = -0.2 \beta_{\text{eff}}$. It can be seen that:

- Neglect of delayed photoneutrons in the reactimeter meets with considerable errors in evaluation of the reactivity in a heavy water reactor and leads to distortion of its dynamical characteristics (see Fig.2).
- If in usual reactimeter considered delayed photoneutrons are as a correction to the fraction of delayed neutrons it will improve to some extent the reactivity estimation immediately after its jump, but dynamics characteristics will not be improved (see Fig.3).
- Specialized reactimeter realizing scheme of the equation (5) gives a good accuracy of reactivity estimations (see Fig.2). The accuracy, immediately after the jump, depends basically on time discreteness interval with which information arrives at the reactimeter input (see Fig.4).
- Difference in reactimeter constants of delayed photoneutrons from the reactor ones within 10% leads to an error in evaluating reactivity (which dynamics is shown in Fig.5) not more than 10% at any moment of time up to 30 sec after disturbance has been introduced.

CONCLUSIONS

Based on the evaluations performed the important conclusion can be drawn: calculation of a heavy water reactor of practically feasible dimensions it's not necessary to take (γ, n) and $(n, 2n)$ sources into consideration.

To analyze transient processes in a heavy water reactor by a reactimeter based on inverse solution of kinetics equations, a specialized reactimeter based on equation (5) with the appropriate constants is required. In this case constant uncertainties for (γ, n) reactions within 10% lead to an error in the reactivity evaluation not more than 10% up to 30 sec of time after disturbance has been introduced.

List of Reference

1. *Robert Keepin G.* Physics of nuclear kinetics, Addison-Wesley Publishing Company, INC. 1965.
2. *Shokodko A.G.* Strict reactor kinetics equation, Questions of atomic science and technique. Series: Physics and technique of nuclear reactors, 1986, publication 5. - P.39-47.
3. *Volkov Yu.V., Lititskiy V.A.* About the influence of space effects on reactivity measuring results in a big reactor, Methods and means of modeling of physical processes in nuclear energy facilities, Book of scientists works. №2 of the department «Reactor design», 1993.
4. *Bondarenko V.V., Dubovskii B.G., Bagdasarov R.E. and etc.* Control of reactivity of deep subcritical reactors with reactimeters and correction of source analogue//Atomic energy. - 1976. - V. 41.

Поступила в редакцию 15.04.99.



УДК 621.039.526

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ УСЛОВИЙ УСТОЙЧИВОГО ТЕПЛООБМЕНА ПРИ ВОЗНИКНОВЕНИИ КИПЕНИЯ ЖИДКОГО МЕТАЛЛА В РЕЖИМЕ АВАРИЙНОГО РАСХОЛАЖИВАНИЯ БЫСТРОГО РЕАКТОРА

А.П. Сорокин, А.Д. Ефанов, Е.Ф. Иванов, Д.Е. Марцинюк,

Г.П. Богословская, К.С. Рымкевич, В.Л. Мальков

ГНЦ РФ - Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Представлены описания экспериментальной установки, датчиков и методик измерений, экспериментальные данные по исследованию кипения жидкометаллического теплоносителя в модели тепловыделяющей сборки быстрого реактора в режимах аварийного расхолаживания с малыми скоростями циркуляции. Анализируются физика, характеристики и устойчивость наблюдавшихся в экспериментах различных режимов кипения (пузырьковый, снарядный, дисперсно-кольцевой), в результате чего была получена картограмма режимов кипения жидкого металла. Приведены описание математической модели процесса кипения жидкометаллического теплоносителя в контуре естественной циркуляции и результаты тестовых расчетов для режимов с повышением энерговыделения и при резком сбросе давления.

ВВЕДЕНИЕ

Проблемам, связанным с кипением щелочных металлов, на протяжении последних трех десятилетий уделялось большое внимание [1, 2]. Изучались теплоотдача, режимы течения, гидравлическое сопротивление, кризисы теплоотдачи, начальные перегревы, механизм процесса кипения, вопросы его устойчивости. Результаты этих исследований показывают, что в сравнении с кипением воды процесс кипения жидких металлов имеет существенные особенности, к которым можно отнести следующие:

© **А.П. Сорокин, А.Д. Ефанов, Е.Ф. Иванов, Д.Е. Марцинюк, Г.П. Богословская, К.С. Рымкевич, В.Л. Мальков, 1999**

*** Доклад на X Международной конференции Ядерного общества России (Обнинск, 28 июня-2 июля 1999 г.)**



- в реальных условиях взаимодействие отдельных факторов оказывается настолько сложным, что начальный перегрев для вскипания жидких металлов трудно точно прогнозировать;
- у щелочных металлов образуются пузыри достаточно больших размеров на ограниченном числе центров парообразования, основная часть времени цикла образования пузыря приходится на период ожидания;
- рост парового пузыря щелочного металла носит взрывообразный характер; скорости роста пузыря имеют порядок 10 м/с;
- основные режимы течения двухфазных потоков щелочных металлов те же, что и у обычных теплоносителей; при давлении, близком к атмосферному, преобладает дисперсно-кольцевой режим течения;
- фазовый переход при дисперсно-кольцевом течении щелочных металлов в каналах, как правило, осуществляется испарением с поверхности пристенной пленки жидкого металла без образования пузырьков (кипения) на стенке, эффективные коэффициенты теплоотдачи при этом достигают сотен кВт/м².

Акцент в исследованиях кипения жидких металлов в тепловыделяющих сборках твэлов быстрых реакторов сделан в сторону анализа переходных и аварийных режимов, вызванных резким увеличением мощности и различного рода блокировками проходного сечения активной зоны, остановом циркуляционного насоса (при наличии выбега ротора и без него). Существуют лишь ограниченные данные по кипению в пучках для режимов с малыми скоростями течения теплоносителя (или при естественной конвекции).

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ МОДЕЛЬ

Экспериментальная установка для проведения исследований кипения эвтектического натрий-калиевого сплава (22% Na + 78% K) в условиях естественной конвекции (рис.1) содержит два вертикальных канала высотой 3 м, соединенных между собой сверху и снизу и образующих соответственно опускающую и подъемную ветви контура циркуляции. В нижней части подъемного канала расположен рабочий участок, содержащий семистержневую сборку имитаторов твэлов. Сборка состоит из 7 имитаторов и 12 стержней-вытеснителей, расположенных в треугольной решетке с относительным шагом $s/d=1.185$ и заключенных в трубу из нержавеющей стали 50×1.5 мм длиной 3 м.

Имитаторы твэлов представляют собой калиброванные трубки заводского изготовления из нержавеющей стали марки X18H10 диаметром 8×1 мм, внутри которых установлены спиральные нагреватели из молибденовой проволоки диаметром 1 мм. Диаметр спирали 4 мм, длина 420 мм. Зазор между нагревателями и оболочками имитаторов заполнен порошком из плавленной окиси магния.

Оснащение модельной сборки ТВС значительным количеством измерительных каналов, содержащих различные первичные преобразователи (датчики) (рис.1), позволило получить обширный экспериментальный материал для исследования процесса кипения жидкометаллического теплоносителя в сборке электрообогреваемых имитаторов твэлов.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Проведена серия экспериментов по исследованию процесса кипения эвтектического натрий-калиевого сплава в модели тепловыделяющей сборки быстрого

ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

реактора в режимах естественной конвекции при различных массовых скоростях потока вследствие изменения гидравлического сопротивления контура циркуляции с использованием дроссельного устройства. Методика проведения экспериментов состояла в том, что при неподвижном теплоносителе в контуре увеличивалась тепловая мощность тепловыделяющей сборки и начиналось естественное конвективное движение теплоносителя. При этом начиналось движение теплоносителя под действием естественной конвекции. По мере увеличения тепловой мощности сборки увеличивалась температура теплоносителя, пока не достигалась температура насыщения в зоне обогрева и начинался процесс кипения (рис.2). Существовали три самостоятельных режима кипения:

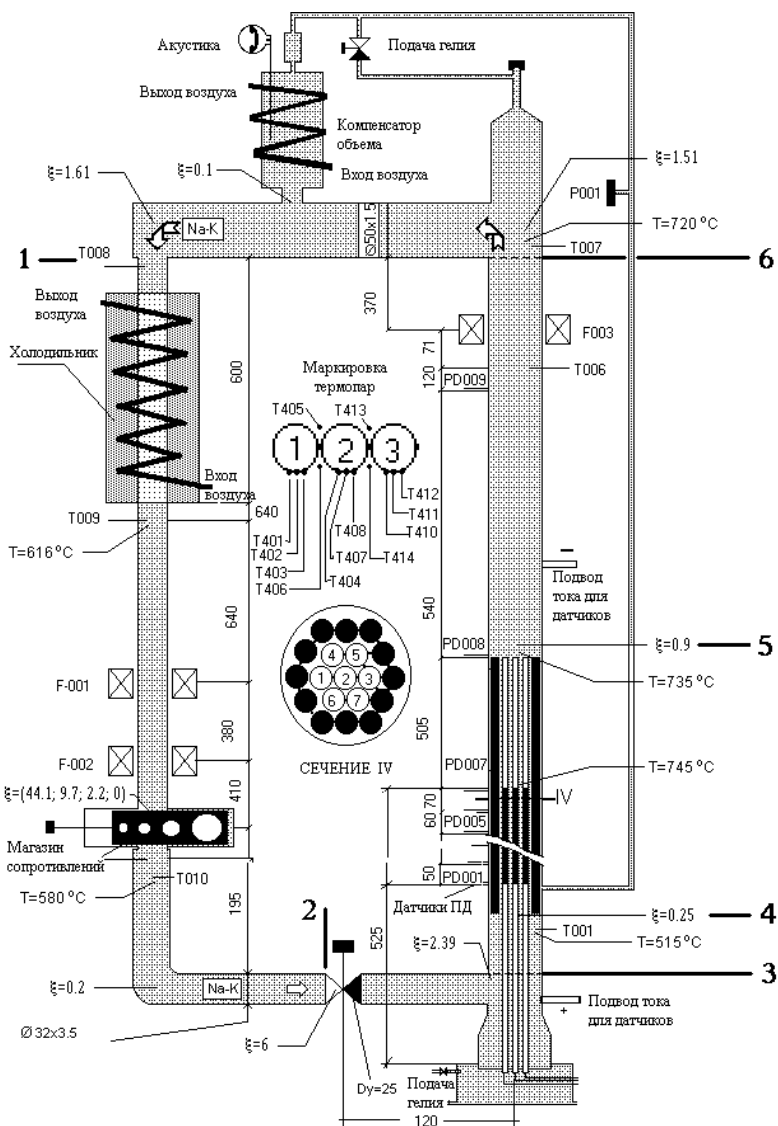


Рис.1. Схематическое изображение экспериментальной модели

ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

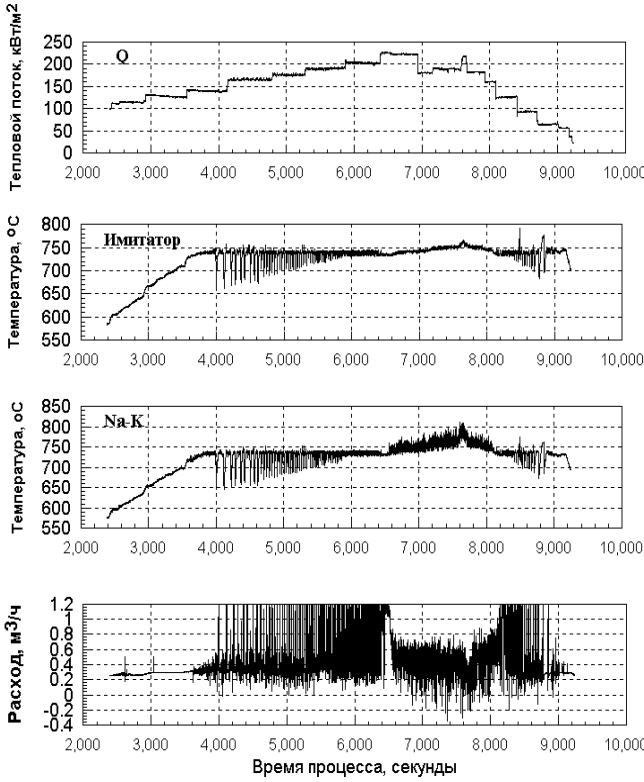


Рис. 2. Плотность теплового потока, температура имитатора и теплоносителя на выходе из зоны энерговыделения и объемный расход теплоносителя в эксперименте с дроссельной шайбой $d=20$ мм

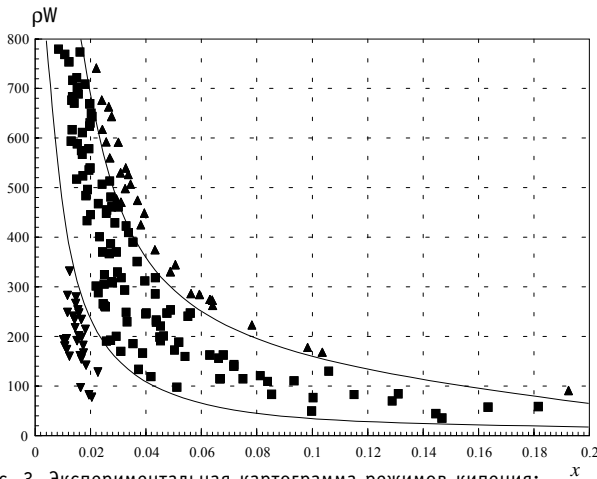


Рис. 3. Экспериментальная картограмма режимов кипения:
 ▼ – область А (устойчивое пузырьковое кипение);
 ю – область В (неустойчивое снарядное кипение);
 ▲ – область С (устойчивое дисперсно-кольцевое кипение)

- пузырьковый режим кипения в начальной стадии процесса; его особенностью являлось устойчивое значение всех параметров (температура теплоносителя имитаторов, перепад давления на сборке, расходы теплоносителя на входе и выходе из зоны обогрева); увеличение мощности энерговыделения приводило к переходу пузырькового кипения в снарядное;

- снарядный режим возникал при плотности теплового потока от 125 до 170 кВт/м²; отличительной особенностью этого режима являлся его пульсационный характер; происходило образование крупных паровых пузырей (снарядов) с интервалами 40 сек. и более, которые в момент всплытия вызывали резкое увеличение расхода теплоносителя на входе и, как следствие, значительные колебания всех измеряемых параметров. Таким образом, колебания параметров имели гидродинамическую природу и, тем самым, определялись не только процессом непосредственно кипения теплоносителя в тепловыделяющей сборке, но и комплексом процессов, происходящих и в сборке, и в циркуляционном контуре. Важно особо подчеркнуть, что температура оболочки имитаторов твэлов не превышала температуру насыщения, что свидетельствовало о наличии пленки жидкости на по-

ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

верхности имитаторов. Увеличение мощности сборки приводило к увеличению частоты образования снарядов и уменьшению величины амплитуды пульсаций температуры. При плотности теплового потока от 210 до 230 кВт/м² наблюдался переход от снарядного к дисперсно-кольцевому режиму.

- Дисперсно-кольцевой режим кипения характеризовался устойчивым поведением измеряемых параметров. Испарение жидкости и унос капель с поверхности имитаторов приводит в осушению поверхности – кризису теплообмена, сопровождающемуся плавлением оболочки имитаторов, и переходу к тяжелой аварии.

Дисперсно-кольцевой режим является предельным режимом кипения, который обеспечивает охлаждение тепловыделяющей сборки.

Результаты экспериментов показали, что при переходе от пузырькового к дисперсно-кольцевому режиму

происходит увеличение расхода теплоносителя в контуре циркуляции примерно в три раза. Это объясняется тем, что при малых весовых паросодержаниях потери на трение двухфазного потока еще относительно невелики и практически незаметны на фоне выталкивающей силы, действующей на паровую фазу. При тепловых потоках свыше 250 кВт/м², напротив, отмечалось падение расхода теплоносителя в контуре циркуляции и переход от дисперсно-кольцевого к дисперсному режиму кипения (закризисный теплообмен), поскольку значение истинного объемного паросодержания увеличились незначительно, а трение двухфазного потока (как и весовое паросодержание) становится существенным.

В результате обработки экспериментальных данных была получена зависимость массовой скорости жидкого металла от весового паросодержания (картограмма режимов кипения), представленная на рис. 3: А – пузырьковый режим кипения (устойчивый); В – снарядный режим (неустойчивый); С – дисперсно-кольцевой (устойчивый). Между указанными областями проведены приближенные аппроксимирующие линии.

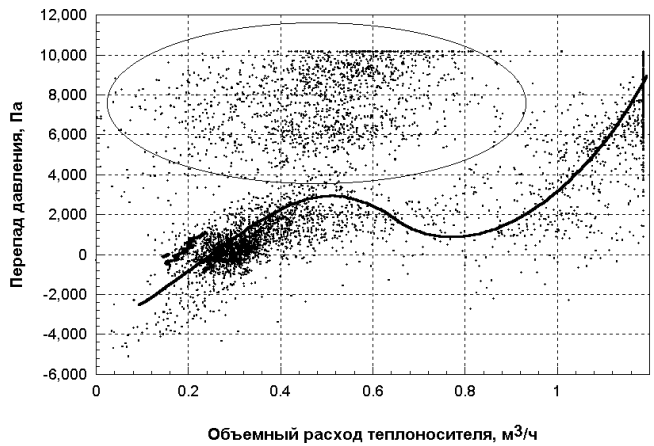


Рис. 4. Теплогидравлическая характеристика контура для эксперимента с дроссельной шайбой d=20 мм

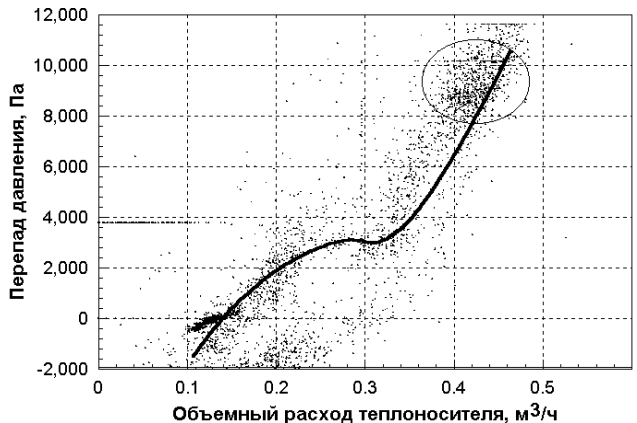


Рис. 5. Теплогидравлическая характеристика контура для эксперимента с дроссельной шайбой d=12 мм и дополнительным сопротивлением поджатого вентиля



КРИВАЯ УСТОЙЧИВОСТИ

В ходе обработки данных, полученных при проведении экспериментов, важным этапом являлось построение гидравлических характеристик для каждого эксперимента в отдельности. В результате были получены точечные картограммы зависимости перепада давления в рабочем участке контура от объемного расхода, представленные на рис. 4 и 5.

Расположение точек на картограммах позволило провести аппроксимирующие линии, схожие с классической гидравлической характеристикой, соответствующей неустойчивому режиму кипения. Наряду с множеством точек, характеризующих пульсационный режим кипения, существует обособленное множество точек, относящихся к режиму устойчивого кипения, которое на представленных рисунках выделено овалом.

Первичные наблюдения показывают, что расположение и размеры области устойчивости относительно кривой гидравлической характеристики, зависит от суммарного сопротивления контура циркуляции. Во всех случаях эти области выделялись в верхней части картограммы, соответствующей максимальному перепаду давления, и располагались тем ближе к аппроксимирующей линии, чем больше общее сопротивление; соответственно, размеры области в этом случае уменьшаются. К примеру в эксперименте с дроссельной шайбой диаметром 20 мм (рис. 4) облако устойчивого кипения выделяется особенно ярко, а в эксперименте с малыми расходами (дроссельная шайба $d=12$ и добавочное сопротивление зажатого вентиля – рис. 5) оно относительно невелико и практически теряется в множестве точек неустойчивого режима, и выделить его возможно лишь при более детальном изучении картограммы. Одновременно отчетливо прослеживается спрямление аппроксимирующей кривой гидравлической характеристики с увеличением суммарного сопротивления контура, то есть гидравлическая характеристика становится однозначной. Следовательно при большом гидравлическом сопротивлении вероятность возникновения неустойчивого режима кипения стремится к нулю, а точечное облако, соответствующее гидравлической характеристике, и область устойчивого кипения совпадают.

АНАЛИЗ ДАННЫХ ПО КИПЕНИЮ ЖИДКИХ МЕТАЛЛОВ

Теплообмен при кипении жидких металлов

При кипении смесей, представляющих идеальные растворы (эвтектический сплав натрий-калий как раз является таким раствором), зависимость коэффициента теплообмена (от концентрации низкокипящего компонента C' (в нашем случае это калий, $t_{\text{кип}} = 1033 \text{ K}$) имеет один экстремум-минимум. В этом случае коэффициент теплообмена для смеси может быть меньше его аддитивного значения

$$\alpha_{\text{NaK}} < \alpha_{\text{K}} \cdot C'_{\text{K}} + \alpha_{\text{Na}} (1 - C'_{\text{K}}), \quad (1)$$

где α_{Na} , α_{K} - коэффициенты теплообмена при кипении чистых калия и натрия, соответственно, при одинаковом давлении.

Проведенный анализ показал, что экспериментальные данные по кипению калия в большом объеме и в трубах [3] и сплава натрий-калий в пучках стержней, обработанные в виде коэффициентов теплоотдачи и представленные в виде зависимости:

ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

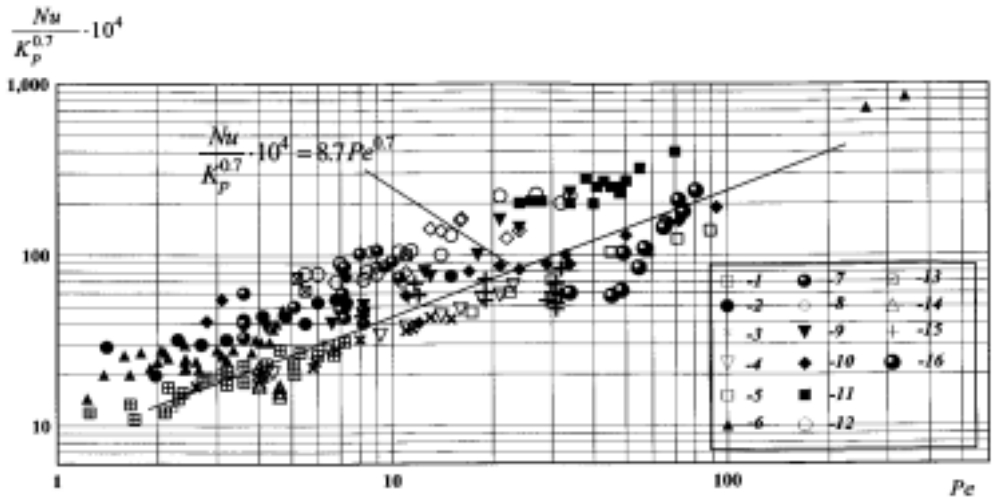


Рис. 6. Экспериментальные данные по теплоотдаче к жидким металлам;
 1, 2, 3, 4, 5 – кипение калия в большом объеме при $p = 1.2; 1.1; 0.7; 0.4; 0.04$ атм.;
 6, 7 – кипение натрия в большом объеме при $p = 1.0; 0.472$ атм.;
 8, 9 – кипение натрия в большом объеме при $p = 0.26; 1.0$ атм.;
 10 – кипение натрия в большом объеме;
 11 – кипение натрия, щель $d=2$ мм;
 12 – кипение натрия, щель $d=4$ мм;
 13 – кипение натрия, щель $d=1$ мм;
 14, 15 – кипение калия, труба $d=22$ мм; 8.3 мм;
 16 – 7-стержневой пучок ФЭИ

$$\alpha = A \cdot q^m \cdot p^n \tag{2}$$

согласуются между собой. При этом коэффициенты в формуле (2), описывающие различные данные, принимают значения $m=0,7$; $n \approx 0,1-0,15$; $A = 4,5-7,5$ как для калия, так и для сплава натрий-калий.

В критериальном виде коэффициенты теплоотдачи при кипении жидких металлов обобщаются зависимостью [3], [4]:

$$Nu = 8.7 \cdot 10^4 Pe^{0.7} Kp^{0.7}, \tag{3}$$

где $Nu = \frac{\alpha}{\lambda'} \sqrt{\frac{\sigma}{\rho' - \rho''}}$ - критерий Нуссельта; $Pe = \frac{q_{ср}'}{g \rho'' \lambda'} \sqrt{\frac{\sigma}{\rho' - \rho''}}$ - критерий Пекле;

$$Kp = \frac{p}{\sqrt{\sigma g (\rho' - \rho'')}}.$$

Рис. 6 представляет данные по теплоотдаче при кипении жидких металлов, обобщенные в соответствии с зависимостью (3). Видно, что экспериментальные точки, полученные авторами на сплаве натрий-калий хорошо согласуются с общей зависимостью, что свидетельствует о возможности перенесения данных, полученных на натрий-калиевом теплоносителе на натрий.

Это свидетельствует о подобии кипения сплава натрий-калий и жидких метал-


ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

$$q_{кр} = 0.312 \frac{G^{0.95}}{L/D_r} \cdot r$$

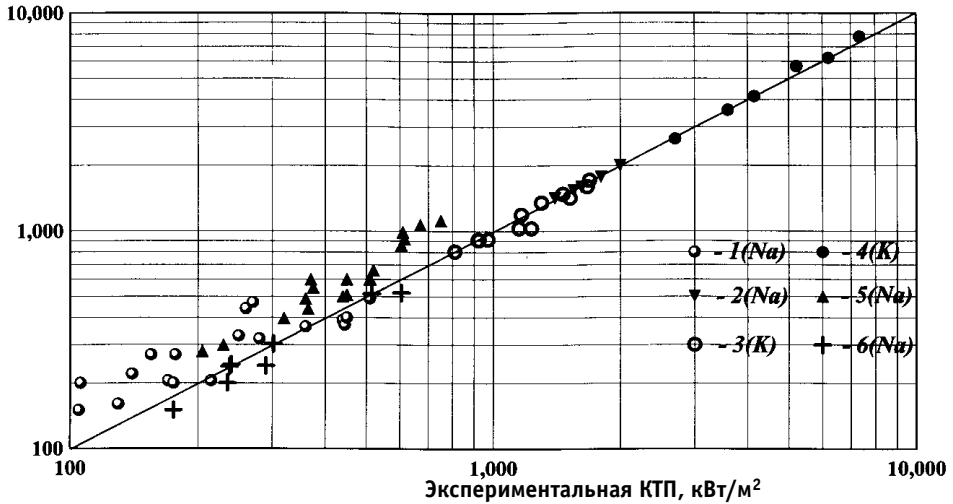


Рис. 7. Сравнение экспериментальных данных по КТП при кипении натрия и калия с величиной КТП, посчитанной по новому соотношению: 1 – Yamaguchi K.; 2, 3 – Chang S.H., Lee Y.-B.; 4, 5 – Kottowski H.M., Savatteri C.; 6 – Kaiser A.

лов и, следовательно, о возможности перенесения данных, полученных на натрий-калиевом теплоносителе на натрий.

Кризис теплообмена при кипении жидкого металла

Экспериментальные данные по величине критического теплового потока [5-8], полученные при кипении Na и K в трубах и сборке были проанализированы в следующем диапазоне изменения параметров: массовая скорость $G=1.69-402$ кг/м²с; давление $P=0.01-3.0$ бар; гидравлический диаметр канала $D_r=4.0-9.0$ мм; длина участка энерговыделения $L = 200 - 1000$ мм. Для этой области параметров величина критического теплового потока (КТП) изменялась в пределах 32.3–7370 кВт/м².

В результате обобщения имеющихся данных получено соотношение:

$$q_{кр} = 0.312 \frac{G^{0.95}}{L/D_r} \cdot r. \quad (4)$$

Из рис. 7 видно, что полученное соотношение достаточно хорошо описывает все данные, независимо от условий проведения эксперимента.

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Описанные выше режимы кипения жидкометаллического теплоносителя были смоделированы с помощью кода "ТНВ", созданного на основе гомогенной одномерной математической модели со скольжением. Помимо системы дифференциальных уравнений движения и энергии для теплоносителя, модель включает в себя уравнение энергии для имитаторов твэлов.

Код "ТНВ" моделирует естественную циркуляцию и кипение жидкометаллического теплоносителя в замкнутом контуре с дыхательным баком и системой нагре-



вательных элементов. Расчет динамики производится исходя из начального распределения по длине контура температур имитаторов и теплоносителя, давления и скоростей, из гидравлики контура, выбора теплоносителя и подводимой к нагревательным элементам тепловой мощности. Результаты расчета записываются в файлы по времени для воспроизведения на графиках. Подводимую к имитаторам мощность можно изменять вручную, с клавиатуры, программно, по заданному закону, или читать готовое распределение по времени из файла. Для проведения расчетов экспериментов, тепловая мощность была взята из файлов, соответствующих реальному изменению плотности тепловыделения во времени в рассчитываемых экспериментах.

Полученные в результате расчетов графики изменения температуры имитатора на конце сборки, температуры теплоносителя в том же сечении и объемного расхода теплоносителя в сечении, соответствующем расходомеру на опускном плече реального контура, позволяют судить о схожести расчетного процесса с реальным с точностью до основных теплогидравлических характеристик (расхода, температуры, амплитуды пульсаций, частоты пульсаций). Сравнение расчетов с экспериментальными данными представлено на рис. 8 на примере эксперимента с дроссельной шайбой $\varnothing=20$ мм. Несмотря на очевидную простоту модели, она хорошо отражает все основные феноменологические особенности проведенных экспериментов.

Основными достоинствами кода "ТНВ" являются:

- получение динамики процесса циркуляции и кипения теплоносителя в реальном времени с совпадением основных числовых характеристик;
- возможность выбора любого жидкометаллического теплоносителя с заранее известными свойствами;
- возможность выбора любой геометрии контура естественной циркуляции, включая контур реального реактора с жидкометаллическим теплоносителем;

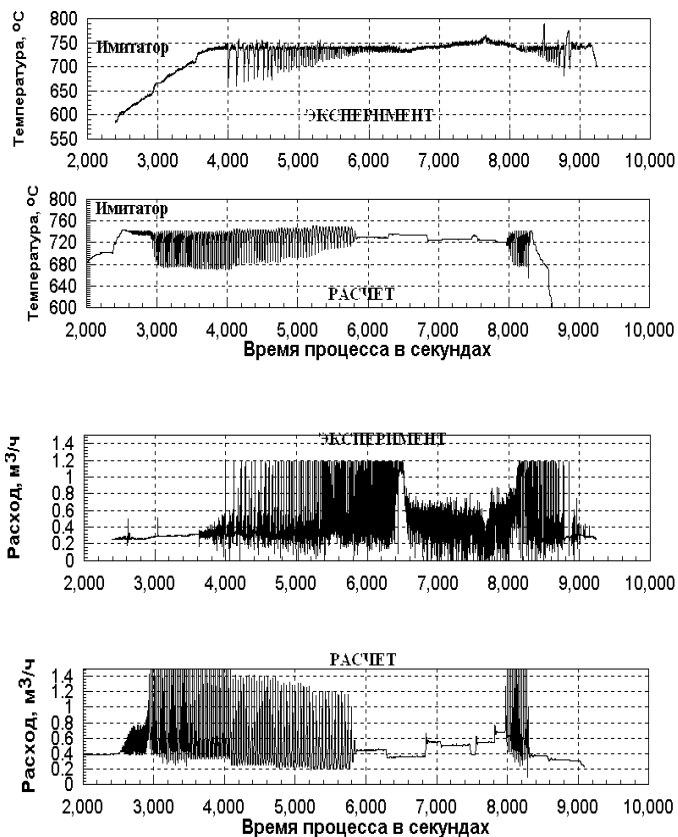


Рис. 8. Сравнение полученных расчетных и экспериментальных данных по температуре стенки имитатора и расходу теплоносителя (для условий эксперимента с дроссельной шайбой $d=20$ мм)



- возможность выбора закона изменения выделяющейся топливными элементами тепловой мощности.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Эксперименты по исследованию процесса кипения жидкометаллического теплоносителя (эвтектический натрий-калиевый сплав) в модели тепловыделяющей сборки быстрого реактора в режимах естественной конвекции проведены в диапазоне массовых скоростей потока от 20 до 700 кг/м²с и плотностей теплового потока до 260 кВт/м². Существовали три самостоятельных режима кипения: пузырьковый, снарядный, дисперсно-кольцевой. Дисперсно-кольцевой режим является предельным режимом кипения, который обеспечивает охлаждение тепловыделяющей сборки. В снарядном режиме расход теплоносителя меняется между значениями для пузырькового режима кипения и дисперсно-кольцевого режима.

При переходе от пузырькового к дисперсно-кольцевому режиму происходит увеличение расхода теплоносителя в контуре циркуляции примерно в три раза. При тепловых потоках свыше 250 кВт/м² отмечалось падение расхода теплоносителя в контуре циркуляции и переход от дисперсно-кольцевого к дисперсному режиму кипения (закризисный теплообмен).

Анализ имеющихся экспериментальных данных по коэффициентам теплообмена и критическим тепловым потокам при кипении, проведенный для натрия, калия и эвтектического натрий-калиевого сплава, показывает, что на современном уровне знания теплофизические характеристики рассматриваемых жидких металлов подобны качественно и количественно. Следовательно, полученные экспериментальные результаты по теплообмену при кипении эвтектического натрий-калиевого сплава могут быть использованы при расчете теплообмена при кипении для натуральных реакторных условий с охлаждением натрием.

Полученные результаты расчетов показали соответствие экспериментальным данным не только по характеру процесса, но и по основным теплогидравлическим характеристикам.

Следует отметить, что существуют лишь ограниченные экспериментальные данные исследований режимов кипения жидкометаллического теплоносителя при малых тепловых потоках в контуре с естественной циркуляцией. По существу не исследовано влияние многих факторов на процесс кипения и на границы между различными режимами кипения (давления (комплекс ρ_l/ρ_g), геометрических параметров, например, длины участка энерговыделения, соотношения гидравлического сопротивления различных участков контура циркуляции и др.). Не исследована устойчивость кипения жидкого металла в системе параллельных тепловыделяющихборок. Продолжение экспериментальных и расчетно-теоретических работ позволит получить необходимое обоснование возможности устойчивого охлаждения активной зоны быстрых реакторов в режимах аварийного расхолаживания.

БЛАГОДАРНОСТЬ

Авторы выражают благодарность за помощь в работе по подготовке экспериментов, анализу и обсуждению результатов сотрудникам ГНЦ РФ-ФЗИ Л.А. Кочеткову, П.Л. Кириллову, сотруднику ИВТ РАН Ю.А. Зейгарнику.

**УСЛОВНЫЕ ОБОЗНАЧЕНИЯ**

A	Коэффициент в формуле (2)	n	Коэффициент в формуле (2)
c'	Концентрация компонента	Nu	Число Нуссельта
c _p	Дж/(кг·К) Теплоемкость	P	бар Давление
d	м Диаметр	Re	Число Пекле
D	м Гидравлический диаметр канала	p _к	бар Критическое давление
D _г	м Гидравлический диаметр канала	q	Вт/м ² Плотность теплового потока
g	м/с ² Ускорение свободного падения	q _{кр}	МВт/м ² Критическая плотность теплового потока
G	кг/с Массовая скорость	г	кДж/кг Удельная теплота парообразования
L	м Длина обогреваемого участка	s	м Шаг решетки
M	Молекулярная масса	T	К Температура
m	Коэффициент в формуле (2)	x	Весовое паросодержание

Греческие символы

α	Вт/(м ² ·К)	Коэффициент теплоотдачи
λ	Вт/(м·К)	Теплопроводность
λ'	Вт/(м·К)	Теплопроводность жидкости
ρ'	кг/м ³	Плотность жидкости
ρ''	кг/м ³	Плотность пара
σ	Н/м	Поверхностное натяжение

список литературы

1. Зейгарник Ю.А., Литвинов В.Д. Кипение щелочных металлов в каналах. - М.: Наука, 1983. - 125 с.
2. Kutateladze S.S., Borishansky V.M., Novikov I.I., Fedensky O.S. Heat Transfer in Liquid Metal // Zhidkometallitsheskiye Teplonositeli. - М.: Atomizdat, 1958 (in Russian).
3. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). - М.: Энергоатомиздат, 1990.
4. Галин Н.М., Кириллов П.Л. Тепломассообмен (в ядерной энергетике). - М.: Энергоатомиздат, 1987.
5. Yamaguchi K. Flow pattern and dryout under sodium boiling conditions at decay power levels // Nuclear Engineering and Design. - 1987. - V.99. - №3. - P. 247-263.
6. Chang S.H., Lee Y.-B. A new critical heat flux model for liquid metals under low heat flux-low flow conditions // Nuclear Engineering and Design. - 1994. - V.118. - №3. - P. 487-498.
7. Kottowski H.M., Savatteri C. Fundamentals of liquid metal boiling thermohydraulics // Nuclear Engineering and Design. - 1984. - V.82. - №3. - P.281-304.
8. Kaiser A., Peppler W. Type of flow, pressure drop, and critical heat flux of a two-phase sodium flow // Nuclear Engineering and Design. - 1974. - V.30. - №3. - P.305-315.

Поступила в редакцию 28.05.99.



Туликин Е.И. Общая биология с основами экологии и природоохранной деятельности: Учеб.пособие- М.: ИРПО, Academia, 1999. - 378 с. 50000 экз (п) ISBN 5-8222-0011-7.

Ленинградская АЭС: Годы. События. Люди / Под ред. В.И. Лебедева. - СПб., 1998. - 617 с.: ил. 10000 экз. (п) ISBN 5-283-02559-4.

Сборник нормативных и методических документов по измерениям, коммерческому и техническому учету электрической энергии и мощности / Сост Я.Т. Загорский, У.К. Курбангалиев. - Изд. испр. и доп. - М.: Изд-во НЦ ЭНАС, 1999. - 333 с. 500 экз. (п) ISBN 5-93196-009-0.

Юлий Борисович Харитон: Путь длиною в век / Ред.-сост. В.И. Гольданский, А.Ю. Семенов, М.Б. Черненко.- М.: Эдиториал УРСС, 1999. - 509 с. 1000 экз. (п) ISBN 5-901006-68-2.

Баклушин Р.П. Переходные режимы нормальной эксплуатации АЭС: Учебное пособие. - Обнинск: ИАТЭ, 1999. - 75 с.

Иванов В.С., Саркисов А.Ю., Юхачев А.Н. Устройство ЯЭУ с водо-водяными реакторами малой мощности: Учебное пособие. - Обнинск: ИАТЭ, 1999. - 90 с.



УДК 621.039.516.4

ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ*

Б.В. Никипелов

Минатом, г. Москва

Как бы продолжая пример “Первой в мире АЭС”, ядерный топливный цикл (ЯТЦ) Минатома РФ во многих аспектах вышел на первые позиции в мире.

Одновременно имеется целый ряд нерешенных вопросов, даже проблем, решать которые предстоит работникам отрасли.

Во многом взаимосвязанный, являясь по сути и целям единой корпорацией, ЯТЦ только условно можно разделить на четыре части:

- комплекс, обеспечивающий ЯТЦ природным сырьем (уран, Zr, Nb, PЗЭ, спец-сталь);
- изотопный обогатительный комплекс;
- ядерный топливный комплекс;
- комплекс обращения с отработавшим топливом (ОЯТ).

(Нам представляется, что будущие реакторы БН, как сжигатели долгоживущих нуклидов, будут одновременно относиться как к подотрасли ядерной энергетики, так и к ЯТЦ).

Первые две части ЯТЦ Минатома, как части ядерного промышленного комплекса, начали создаваться задолго до “Первой в мире”. Поэтому в СССР был развитый и технологически и по мощностям урандобывающий комплекс, имевший возможность добывать до 15 тыс. т урана в год. Переход на основных месторождениях на метод подземного кислотного выщелачивания с достаточным качеством оборудования, позволил иметь низкую себестоимость получаемого урана. Обвинения после выхода на мировой рынок наших предприятий в демпинге были несправедливыми, и диктовались лишь конкурентной борьбой на этом рынке.

После распада СССР основные урансодержащие провинции остались вне России. Здесь остался лишь Приаргунский ГОК, с возможностью добычи 2,5 - 3 тыс. т урана в год. Из-за только шахтного метода добычи бедных руд, здесь высокая себестоимость получаемого урана. В России есть несколько неосвоенных месторождений, пригодных для подземного выщелачивания, но, к сожалению, самые крупные из них в Сибири в зоне постоянно низких температур в выщелачиваемых слоях. Тем не менее, в Минатоме осталась научная и производственная база, продолжается на практике освоение бактериологического выщелачивания, поэтому возможно разумное расширение урандобывающего комплекса, в первую очередь, с целью снижения средней себестоимости добычи. По-видимому, можно ориентироваться на постепенное повы-

© **Б.В. Никипелов, 1999**

* Доклад на X Международной конференции Ядерного общества России (Обнинск, 28 июня-2 июля 1999 г.)



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

шение объема добычи с 2,5 до 4,5 - 6 тыс. т в течение 10 - 15 лет с достижением средней себестоимости не выше 30 долл. США за 1 кг урана.

Подчеркивая единство ЯТЦ, общей его задачей для Минатома является экономия природного урана на последующих циклах, к чему уже давно стремятся за рубежом.

В Минатоме РФ остался весь масштабный комплекс заводов по разделению изотопов урана и других стабильных изотопов с большим резервом по мощности для оказания услуг зарубежным партнерам. Переход от газодиффузионного метода обогащения урана к газовому центробежному, перманентное совершенствование оборудования этого метода позволили России иметь наиболее конкурентную подотрасль ЯТЦ в мире, именно это позволило заключить взаимно выгодный договор по ВОУ-НОУ, что ныне поддерживает отрасль и страну в целом.

Техническое состояние и имеющаяся мощность изотопного обогатительного производства уже сейчас позволяет извлекать предприятиям изотоп урана-235 из природного урана на 90%, а не на 57 - 65, как на зарубежных заводах. При этом в отвалах остается 0,05-0,06% урана-235 при удовлетворительной себестоимости производств. Это позволяет перерабатывать отвалы прошлых лет, как отечественные, так и зарубежные. Однако последнее мы считаем нежелательным без осуществления переработки до конечной закиси-окиси отвального урана, подготовленной к длительному хранению, или захоронению. Конечно, помогать и своим партнерам, и конкурентам нужно, только с полной оплатой услуг законченного производства без ущерба для себя.

Поддержка технологического уровня изотопного комплекса, его конкурентной способности, совершенствую технику и технологию - постоянная задача отрасли.

Комплекс изготовления "свежего" ядерного топлива для АЭС создавался с шестидесятых годов. Его основа ныне в Минатоме РФ - заводы в городах Электростали (АО "Машиностроительный завод") и Новосибирске (АО "Химконцентрат"). Постоянно развиваясь, производство находится на мировом уровне с достаточной мощностью, хотя требуется создание замещающих мощностей взамен оставшихся за рубежом после распада СССР.

В настоящее время безотказность ТВС для топлива энергоблоков ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 (В-213) примерно одинакова с зарубежными. Например, и для него, и для PWR (США, Франция) она составляет $2-3,5 \cdot 10^{-5}$ в год. С образованием ОАО "ТВЭЛ" возможность предоставления максимально полного пакета услуг потребителю помогает обеспечить конкурентную способность на рынке (по лицензированию, поставкам, сопровождению эксплуатации ядерного топлива, включая предоставление гарантий по эксплуатации активных зон реактора АЭС).

Сохранение и расширение рынков сбыта - важнейшая задача ОАО "ТВЭЛ".

Поставки российского топлива осуществляются:

- на все объекты российского рынка;
- на традиционные зарубежные: Украину, Армению, Литву, Болгарию, Словакию, Чехию, Финляндию;
- на осваиваемые рынки: в Германию, Китай, Швейцарию, Индию и Иран.

Одновременно уменьшение урановой базы высветило отставание отечественной реакторной технологии и, в частности, топлива от зарубежных параметров, связанных с экономией сырья: глубина выгорания топлива, удельный расход природного урана, использование выгорающих поглотителей. Не снимается задача улучшения качества по безотказности до величин ниже 10^{-5} в год и задача замены дефектных твэл



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

кассет на новые и т.д. Необходимо обеспечивать желания потребителя по режимам переменной нагрузки АЭС. Нельзя не видеть, что в мире не найдено серийной экономичной технологии получения уран-плутониевого топлива, особенно для тепловых реакторов. Перспективная идея (по крайней мере, для энергоблоков БН) изготовления виброуплотненных твэлов с металлическим геттером требует более интенсивных усилий и дополнительного подтверждения. Необходимо усовершенствование и традиционных направлений применительно к уран-плутониевому топливу.

Наконец, снижение себестоимости на всех переделах изготовления топлива остается важнейшей задачей топливной подотрасли.

Конечная стадия ЯТЦ - обращение с ОЯТ. “Конец - всему делу венец” - говорит русская пословица. Ныне это применимо к конечной стадии ЯТЦ.

Хотя более 90% радиоактивности находятся в реакторах и в первичных приреакторных хранилищах, в глазах общественного мнения именно судьба ОЯТ с содержащимися в них РАО определит в конечном счете судьбу ядерной энергетики. За прошедшие 45 лет, по мнению общества, ни одна из двух основных концепций обращения с ОЯТ не доказала своих неоспоримых преимуществ: захоронение ОЯТ без переработки, лишь только после определенного времени хранения и ампулирования, технически возможно и доказывается специалистами на основе стабильности месторождений нефти и газа в течение миллионов лет. Однако техногенный характер захоронений ОЯТ со значительными радиационными и тепловыми нагрузками при больших объемах захоронений (в США планируется мощность в 90 тыс. т “тм” в одном регионе Юкки-Маунтин), невозможность выбора пригодных мест для каждой из более чем тридцати стран с АЭС, тем более при продолжении развития и эксплуатации ядерной энергетики, по крайней мере, в ближайшее столетие не дает возможность гарантированного решения на сотни тысяч лет этой задачи. Практически ни одна страна еще не приступила к осуществлению захоронения, и даже передовая в этом направлении страна Швеция осуществляет подготовку только к первой стадии - длительного подземного хранения ампулированных ОЯТ.

Переработка ОЯТ с целью извлечения только урана и плутония, решая проблему сырья для ядерной энергетики, не решает принципиально проблему гарантированного захоронения долгоживущих ВАО, лишь облегчая ее по сравнению с захоронением ОЯТ.

Кроме того, непригодность большинства эксплуатируемых ядерных энергоустановок на тепловых нейтронах к использованию МОХ-топлива приводит к избытку невостребованного в настоящий момент всего выделяемого плутония (на складах России хранится 30 т энергетического плутония, на складах Франции - около 50 т). Значительные успехи первых двух частей ЯТЦ в России и в мире, снизившие цены на уран и на услуги по его изотопному обогащению, более низкие, чем предполагались ранее темпы развития ЯЭ и особенно с реакторами на быстрых нейтронах, отложили необходимость переработки ОЯТ, но не сняли ее вовсе.

В итоге, на настоящий момент в мире переработано только около 10% общего объема ОЯТ. (Нужно обратить внимание на то, что в России переработано более 3 тыс. т “тм” в ОЯТ, что составляет 25 % от объема топлива, выгруженного из энергоустановок России и хранящихся на сегодняшний день).

При распределении стран мира на три группы: ориентирующихся на захоронение ОЯТ, на их переработку (среди них Россия), или на отложенное решение этой проблемы через 40 - 50 лет, фактически все страны ныне осуществляют длительное хра-



нение либо большей части (перерабатывающие страны), либо всего топлива (все остальные).

Поэтому и для отрасли Минатома становится важнейшей "технология выдержки" - длительного "сухого" хранения ОЯТ (до 50-60 лет), надежного, экологически приемлемого, упрощающего и удешевляющего последующую переработку ОЯТ и захоронение РАО.

Перспективы ЯТЦ в России. Решая экологическую приемлемость замкнутого ядерного цикла, различные авторы выступили с предложением об осуществлении при обращении с ОЯТ принципа радиационной эквивалентности. Принцип состоит в достижении равенства радиоактивности, извлеченной из земли при добыче урана, с радиоактивностью, навечно захораниваемой в землю в отходах после переработки. Как любое принципиально новое предложение, этот принцип не нашел еще достаточного количества сторонников и требует дальнейшей разработки. Однако необходимо сказать о принципиальной правильности выбранного авторами пути совершенствования ЗЯТЦ: этот цикл должен быть переориентирован с переработки для решения сырьевых энергетических проблем ЯЭ, на комплексную переработку со "сжиганием" плутония и долгоживущих радионуклидов в реакторах БН, в первую очередь, трансурановых элементов. Это позволит окончательно захоранивать отходы на срок, приемлемый для гарантированной надежности сохранения целостности техногенных сооружений, т.е. на срок в 300 - 500 лет. Еще было бы надежнее уйти от захоронения высокоактивных отходов, превратив их за счет переработки и выдержки в среднеактивные. Речь при этом не идет о трансмутации таких нуклидов, как цезий или стронций, их нужно максимально использовать в малой и средней ядерной энергетике и снизить затем их радиоактивность за счет хранения на Земле.

Для осуществления такой стратегии необходимо выполнить, во-первых, модернизацию заводов по переработке в России, как действующего РТ-1, так и проекта завода РТ-2, во-вторых, создать производство уран-плутониевого топлива с мощностью не менее 5 т плутония в год, и в-третьих, построить и ввести в эксплуатацию четыре энергетические установки БН-800 на Белоярской и Южно-Уральской АЭС. При этом необходимо обосновать величину коэффициента воспроизводства этих реакторов БН, чтобы не допускать слишком больших складских запасов плутония (энергетического и военного), и обосновать срок ввода в эксплуатацию в связи с этим завода РТ-2 после доработки его проекта.

Парадокс развития ЯТЦ состоит в необходимости первоочередного развития ЯЭ с плутониевым топливом, и лишь вслед этому последует количественный и качественный рост ЗЯТЦ, в том числе переработка ОЯТ и от зарубежных АЭС и от АЭС РБМК, одновременно с улучшением экономичности и обеспечения охраны окружающей среды. Но это будет реализовываться через 25 - 30 лет хранения этого топлива. При этом несмотря на требуемую экономию урана, наверное, придется отказаться от переработки ОЯТ РБМК с извлечением регенерированного урана, а может быть и для ОЯТ ВВЭР с глубоким выгоранием (около 70 мВт. сут. т). В связи с удлинением технологической выдержки, необходимостью получения фракций долгоживущих нуклидов, получения вместо уран-плутониевого "америций-уран-плутониевого" топлива, отказа от извлечения регенерированного урана из топлива с низким содержанием урана-235 и т.д. необходимо совершенствование технологии водной переработки и разработка альтернативного, не водного метода регенерации ОЯТ. Необходима и разработка процессов получения топлива с минорными актинидами и поглотителей с Тс, Нр, I.



Сейчас вполне очевидно, что перспективы развития ЯЭ и ее ЯТЦ - только в единстве их целей и структур, при обязательном решении проблем ее отходов в приемлемое для человечества время (300-600 лет), без существенного сдвига природного равновесия, при решении национальных проблем при международном сотрудничестве, при выполнении режима нераспространения ядерных материалов.

ЯТЦ России и решение проблем отходов и радиоактивных загрязнений прошлых лет. Ядерный топливный цикл в России создавался на территории и на основе предприятий, ранее участвовавших в оборонной ядерной деятельности.

Поэтому часть его проблем - это проблемы переработки и локализации РАО прошлой оборонной деятельности, реабилитации территорий, загрязненных в результате ее, разгрузка и демонтаж промышленных и транспортных ядерных установок, а также реабилитация населения, пострадавшего от военных программ.

В табл.1 представлены данные о накопленной в различных видах отходов радиоактивности в кюри и объемах этих отходов в России и для сравнения с США, накопленных в результате военных программ (не включая ОЯТ транспортных установок).

При примерно равной общей радиоактивности качественный состав отходов труднее для локализации в России. Кроме того, нужно отметить большое количество солей в растворах ВАО при относительно малой активности в них. Это дает возможность при совместной переработке ОЯТ с прошлыми отходами подготовить их к захоронению ВАО практически без увеличения объема.

В России было составлено 18 целевых ядерно-радиационных программ, из них более половины относились к локализации отходов. Только на период 1996-2005 гг. для ликвидации отходов, реабилитации территорий и населения финансовые затраты требовались в объеме около 6 млрд. долл. США. При этом соотношение предполагаемых средств в России и США даже с учетом значительно меньшей в нашей стране зарплаты было равно 1 к 50.

В планировавшейся Федеральной программе на период 1996 - 2005 гг. предусматривалось работ на 1,75 млрд. долл. США, но было выделено в 1996 г. 37% от плана, в 1997 г. - 19% от плана, а в 1998 - менее 30% от плана.

Таблица 1

Сравнение РАО оборонной промышленности в России и США (по состоянию на 1993-1995 гг.)

	Радиоактивные отходы	Активность, Ки		Объем, м ³	
		США	Россия	США	Россия
1	Высокоактивные РАО в емкостях, требуется переработка	$1 \cdot 10^9$	$0,57 \cdot 10^9$	$4 \cdot 10^5$	$2,5 \cdot 10^7$
2	Хранящиеся РАО с трансурановыми элементами	$1 \cdot 10^6$		$6 \cdot 10^7$	
3	Низкоактивные РАО в открытых водоемах и специальных бассейнах		$0,7 \cdot 10^9$		$4 \cdot 10^8$
4	Низкоактивные РАО в хранилищах и захоронениях	$4,2 \cdot 10^7$	$1,2 \cdot 10^7$	$2,7 \cdot 10^6$	
5	В подземных полостях-коллекторах		$0,8 \cdot 10^9$		$4,6 \cdot 10^7$
6	Отходы в окружающей среде	$1,6 \cdot 10^4$	$>2 \cdot 10^6$		
	ВСЕГО	$1,1 \cdot 10^9$	$1,3 \cdot 10^9$		



Разгрузка и переработка ОЯТ реакторов подводных лодок возможна только при продолжающейся помощи со стороны США, Норвегии и средств отрасли за счет проекта ВОУ -НОУ. С другими работами по решению проблем прошлых лет без того, чтобы зарабатывать средства на международном рынке, отрасль и государство не справится.

Участие России в международном сотрудничестве при обращении с ОЯТ.

Анализ опыта работы заводов по оказанию услуг по переработке ОЯТ, как во Франции и Англии, так и в России, указывает на необходимость расширения комплекса таких услуг. В противном случае объем услуг будет падать, а принимаемые каждой отдельной страной решения будут не оптимальными.

Во-первых, расширение практики долговременного хранения ОЯТ перед переработкой или определением их окончательной судьбы требует, чтобы и международные региональные центры могли бы обеспечивать такое хранение. Доказано и расчетами, и практикой, что масштабные проекты много выгоднее, чем малые по объему, поэтому оказание таких услуг выгодно и потребителю, и продавцу.

Во-вторых, многие АЭС не могут использовать регенерированный плутоний из своих ОЯТ, а некоторые хотели бы минимизировать возвратные ВАО и по объему, и по качеству (например, с минимизацией периода полураспада суммы нуклидов. Небольшое количество стран не имеют вообще возможности захоронения ВАО, а могут лишь обеспечить таковое для САО. С позиции нераспространения, учитывая нежелательность хранения плутония во всех имеющих АЭС странах, а также нежелательность и длительного хранения (и даже захоронения) ОЯТ, как материалов, содержащих плутоний, нужно, чтобы международные центры оказывали комплекс необходимых услуг. Законодательная международная база возможности такого комплекса заложена в Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и безопасности обращения с радиоактивными отходами в статье хі) (Вена, Австрия, 4 сентября 1998 г.)

Важно также понимание мировой общественностью, что нежелательно рассеивание мелких радиоактивных захоронений в мире, тем более рассеивание захоронений ОЯТ, ибо наиболее приемлемые и экологически надежные места для этого полагаются природой независимо от границ государств, установленных людьми. Общественность должна понять, что нужна не борьба против отраслей, а борьба вместе с отраслями за их экологическую приемлемость.

Российскому ЯТЦ повышение уровня и объема услуг для зарубежных стран не будет мешать экологическим мерам, а будет только помогать им, либо практически очень мало влияя на увеличение объема захоронений, либо не увеличивая его вовсе.

Поэтому и для отрасли Минатома России и для ее ЯТЦ борьба за экологическую приемлемость, за надежность и безопасность, а поэтому - и за экономичность, за участие на мировом рынке в международном разделении труда есть и будет главной целью их деятельности.

Поступила в редакцию 27.05.99.

УДК 621.039.544.35:621.039.526

РАЗРАБОТКА МЕТОДОВ ХИМИЧЕСКОГО ОБРАЩЕНИЯ С ТОРИЕВЫМИ МАТЕРИАЛАМИ В УРАН-ТОРИЕВОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ*

Б.Я. Зильберман, Л.В. Сытник, Б.Я. Галкин, А.Г. Горский *

В.Б. Павлович, Э.Я. Сметанин, Ф.П. Раскач **

* *Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, г. С.-Петербург*

** *ГНЦ РФ - Физико-энергетический институт, г. Обнинск*



Реализация замкнутого ториевого топливного цикла с наработкой U-233 предполагает радиохимическую переработку облученной ториевой композиции (металл, оксид) экстракционным методом.

Наиболее предпочтительным является метод экстракционного извлечения урана-233 в противоточном процессе из концентрированных растворов тория 3% ТБФ в легком разбавителе при концентрации кислоты 4-5 м/л и температуре процесса 45-50°C.

Регенерация облученного тория проводится также экстракцией с использованием 30% ТБФ в легком разбавителе при температуре процесса ~50°C.

При решении проблемы реализации замкнутого ториевого топливного цикла с наработкой урана-233 и последующего рециклирования тория необходимо рассмотреть вопрос об облучаемых ториевых композициях, которые были бы удобны для химической переработки, а также облучение этих композиций с минимальным накоплением урана-232. Облучение тория с целью наработки урана-233 возможно как в активной, так и в экранной зонах реактора, причем торий может использоваться как в виде оксида, так и в виде металла. Использование нитридных композиций на основе ^{15}N в данной работе не рассматривается [1÷3].

При облучении в активной зоне торий используется в смеси с наработанным или рециклированным ураном-233 в виде оксидных композиций. При старте ториевого топливного цикла возможны также Th-Pu композиции. Несмотря на очевидные выгоды для получения энергии, этот топливный цикл из-за высокого накопления урана-232 и, соответственно, тория-228 делается крайне затруднительным в плане рециклирования как тория, так и присутствующих делящихся материалов. Растворение высокопрокаленных оксидов тория и плутония требует использования концентрированных фторидно-азотно-кислых смесей, что делает невозможным использование традиционных марок нержавеющей стали и высоколегированных безжелезных сплавов. Сложен также и процесс регенерации кислот. Облучение тория в экранной зо-

© **Б.Я. Зильберман, Л.В. Сытник, Б.Я. Галкин, А.Г. Горский, В.Б. Павлович, Э.Я. Сметанин, Ф.П. Раскач, 1999**

* *Доклад с российско-индийского семинара по ториевому топливному циклу (Обнинск, 17-19 ноября 1998 г.)*

нах реакторов делает возможным использование в качестве облучаемого материала металлического тория, который значительно проще растворяется при низкой концентрации F-иона. Вопрос о ториевом цикле с использованием металлического тория будет рассмотрен в конце данной работы.

Рассмотрим более подробно радиохимическую переработку облученных металлических ториевых блоков. Такой процесс состоит из растворения блоков, отделения расщепляющихся материалов с их очисткой от тория и продуктов деления, а также выделения и очистки тория. Были изучены два типа процесса экстракционной переработки облученного тория: Торекс-процесс - с использованием 30% ТБФ и Интерим-процесс - с использованием 10% ТБФ. В обоих случаях использовался "тяжелый" галогенированный разбавитель, что исключало образование третьей фазы. Вместе с тем, при использовании тяжелого разбавителя существует возможность переворота фаз, что ограничивает содержание тория в исходном растворе величиной не более 180 г/л и тем самым увеличивает объем высокоактивных отходов.

Совместное извлечение урана и тория с последующим их разделением на операциях реэкстракции было экспериментально исследовано на модельных растворах; с использованием полученных результатов составлен режим экстракционной переработки облученных ториевых материалов. Исходная концентрация тория - 150 г/л, урана - 150 мг/л в 3-3,5 моль/л азотной кислоте. Технологическая схема представлена на рис.1, а характеристика потоков - в табл.1. При использовании этого режима содержание тория в уране составит ~50 мг/г урана, урана в тории - 0,05 мг/г тория. Этот процесс обладает определенными недостатками: операция разделения урана и тория из-за большой разницы в их содержании при сопоставимых коэффициентах распределения плохо поддается контролю; без применения комплексообразователей невозможно полное извлечение урана из органической фазы, причем потери могут достигать 10% от общего количества урана. Для окончательной очистки и концентрирования урана требуется II экстракционный цикл, предпочтительно с пониженной концентрацией ТБФ.

Реэкстракт тория поступает или на операцию оксалатного осаждения, или на операцию получения плава нитрата тория упариванием при 115°C с последующим переводом в оксид тория и далее на металлургический передел.

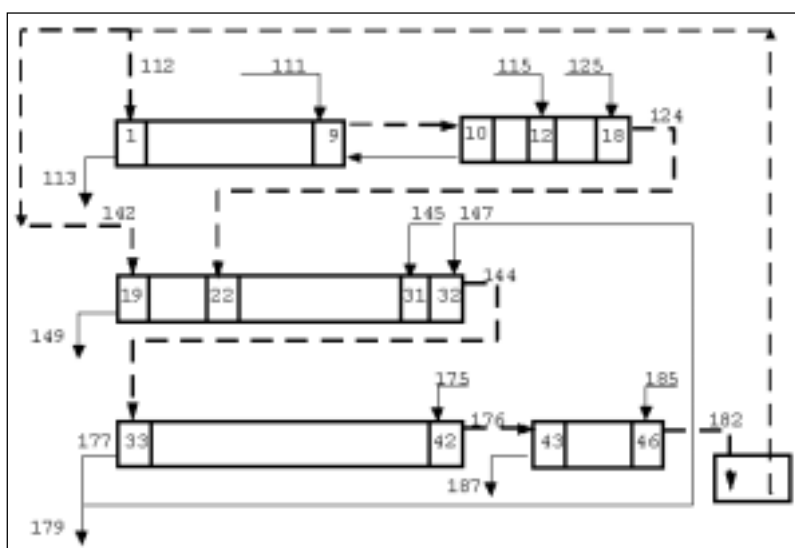


Рис. 1. Схема извлечения урана и тория по схеме Торекс с использованием экстрагента 30% ТБФ в тяжелом разбавителе

Таблица 1

Характеристика потоков цикла извлечения Th и U по схеме Торекс. Экстрагент - 30% ТБФ в тяжелом разбавителе

Код потока	Характеристика потока	Относит. расход	Состав, г/л			
			HNO ₃	Th	U	Na ₂ CO ₃
111	Исходный раствор	330	200	150	0,15	
112	Экстрагент	1000				
113	Рафинат		200	0,03	0,005	
115	Промывной раствор		500			
124	Экстракт U и Th		6	50	0,05	
125	Промывной раствор		63			
142	Экстрагент					
144	Экстракт урана		1	0,04	0,02	
145	Азотная кислота	50	380			
147	Рефлакс урана	950	3	0,05	1,0	
149	Реэкстракт тория	1000	30	50	0,003	
175	Реэкстрагент урана	1000	1			
176	Экстрагент после р/э				0,006	
177	Реэкстракт урана	1000	3	0,05	1,0	
179	Товарный реэкстракт урана	50	3	0,05	1,0	
185	Карбонатн. пром. раствор					30
187	Карбонатн. хвост. раствор				0,03	30

Разделение урана и тория с использованием Интерим-процесса не имеет вышеперечисленных недостатков, т.к. макрокомпонент (торий) остается в рафинате и при этом является высаливателем для микрокомпонента (урана).

С использованием технологического оборудования Радиевского института им. В.Г. Хлопина проведена переработка ториевых материалов с использованием 10% раствора ТБФ в тяжелом разбавителе. Технологическая схема представлена на рис.2, а характеристика потоков - в табл.2. Ее особенностью является наличие промежуточного блока промывки экстракта урана раствором комплексообразователя для лучшей очистки от протактиния. Проведенная работа показала, что переработка облученных ториевых материалов в исследованном режиме обеспечивает высокие показатели очистки урана от тория и продуктов деления. Степень очистки урана от тория составила $2 \cdot 10^4$, от γ -активных продуктов - 10^5 . Содержание урана в хвостовых растворах было около 3 мг/л. Процесс завершился аммиачным осаждением урана из его реэкстракта.

Вместе с тем представляет практический интерес использование в этом процессе легкого разбавителя, что позволило бы увеличить исходную концентрацию тория в 2 раза и пропорционально уменьшить объем высокоактивных отходов и исключить из технологического процесса коррозионно-опасные хлорсодержащие соединения; однако при этом появляется вероятность образования второй органической фазы (третьей фазы). Растворимость сольвата зависит от целого ряда условий, в частности, от концентрации азотной кислоты, концентрации экстрагента в органической фазе, а также от температуры процесса.

Влияние разбавителя на экстракционную способность сравнительно невелико, но он существенно влияет на растворимость сольвата. Взаимодействие сольватов ТБФ с хлорсодержащими и предельными алифатическими углеводородами по теории регулярных растворов имеют противоположные знаки. Высокая положительная неста-

Характеристика потоков цикла извлечения Th и U по схеме Интерим. Экстрагент - 10% ТБФ в тяжелом разбавителе

Код потока	Характеристика потока	Относит. расход	Состав, г/л				
			HNO ₃	Th	U	Na ₂ CO ₃	Комп.
111	Исходный раствор	1000	200	150	0,15		
112	Экстрагент	1000					
113	Рафинат				0,003		
124	Экстракт U				0,15		
125	Промывной раствор		126				
132	Экстрагент						
135	Азотная кислота		500				
137	Хвостовой раствор						
144	Экстракт урана						
145	Раствор комплексона		20				15
175	Резэкстрагент урана	600	3				
176	Экстрагент после р/э						
179	Резэкстракт урана	600	3	0,01	0,25		
185	Карбонатн. пром. раствор	150				30	
187	Карбонатн. хвост. раствор	150			0,003	30	

бильность растворов сольвата тория в предельных углеводородах приводит к их ограниченной взаимной растворимости. Улучшить совместимость сольватов с длинноцепочечными углеводородными разбавителями можно путем удлинения цепочки эфиров фосфорной кислоты, а также путем использования их изоструктуры, причем эти изменения также слабо влияют на экстракционную способность.

Объектами сравнительного исследования были разбавители алифатического ряда типа додекана и смесь предельных углеводородов C₁₁-C₁₆, а также смесь алифатических углеводородов с нафтеновыми при преобладании последних. В качестве экстрагентов были использованы трибутилфосфат, триизобутилфосфат (ТиБФ) и триизоо-

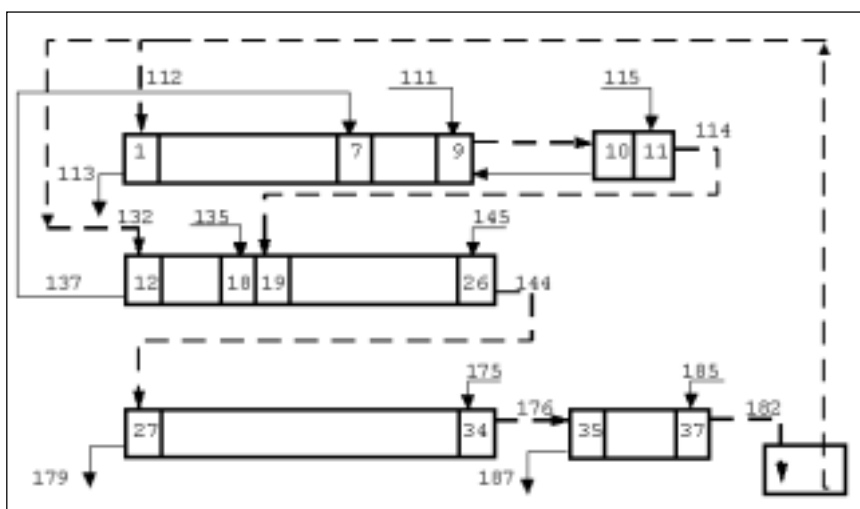


Рис. 2. Схема извлечения урана и тория по схеме Интерим с использованием экстрагента 10% ТБФ в тяжелом разбавителе

милфосфат (ТиАФ). Была проверена экстракционная способность этих трех экстрагентов при концентрациях от 3 до 10% в вышеприведенных разбавителях в зависимости от кислотности водного раствора при контактировании с близкими к насыщению растворами нитрата тория при температуре 20°C.

Было установлено, что в растворах ТБФ во всех проверенных разбавителях образуется третья фаза. Содержание тория в ней оказывается в пределах 180-200 г/л, что соответствует дисольвату нитрата тория. Удельный вес третьей фазы 1,26-1,28 г/см³. Содержание тория в легкой части органической фазы составляет 4-5 г/л. Присутствие нефтяных углеводородов в разбавителе снижает объем третьей фазы, но не исключает ее образование в экстрагентах, содержащих ТБФ.

В опытах, где в качестве экстрагента был использован ТиБФ, характер образования третьей фазы был аналогичен опытам с ТБФ за исключением того, что она образовывалась в виде твердого кристаллического осадка на границе раздела фаз. Состав осадка аналогичен составу третьей фазы, образованной с ТБФ. Осадок не растворяется в разбавителях и медленно разлагается водой с выделением органической фазы. Свободным от образования третьей фазы во всех проведенных опытах является ТиАФ, за исключением случая, когда концентрация азотной кислоты составляет 10 моль/л и разбавителем является додекан. Таким образом наиболее безопасным экстрагентом в отношении образования третьей фазы можно считать ТиАФ. Однако в настоящее время в нашей стране отсутствует крупномасштабное производство ТиАФ, а разбавители, содержащие нефтяные углеводороды, выпускаются в виде опытных партий; поэтому для проверки технологии была выбрана экстракционная система на основе раствора ТБФ в додекане.

На растворимость сольвата тория весьма существенно влияет температура: так, при повышении температуры на 3°C растворимость нитрата тория в органической фазе увеличивается на 10-15%; как следствие этого, при 35°C третья фаза не обнаруживается ни при каких условиях в экстракционной системе, содержащей не более 3% ТБФ в додекане, тогда как для 30% ТБФ требуется температура не ниже 45°C.

Так как степень зависимости константы экстракции от содержания ТБФ в разбавителе для тория равна 2,7, а для урана - 2,0, коэффициент распределения тория будет уменьшаться быстрее с понижением содержания ТБФ в экстрагенте по сравнению с ураном. Кривая коэффициентов распределения урана и тория проходит через максимум при 5 моль/л HNO₃, что является также оптимальной кислотностью в конце растворения металлического тория. Учитывая это, было предложено осуществить селективное извлечение урана из 5 моль/л HNO₃ с использованием 3% раствора ТБФ в додекане. В этих условиях коэффициент распределения урана равен ~3, тогда как коэффициент распределения урана и тория составляет около 50. При этом нитрат тория играет роль высаливателя уранилнитрата. В случае использования ТБФ экстракционно-промывные операции проводятся при 40°C. В цикле выделения и очистки тория от продуктов деления операции проводятся с использованием 30% ТБФ при температуре 50°C.

Для отработки технологии выделения урана из облученных ториевых блоков на технологическом оборудовании ГНЦ РФ-ФЭИ была проведена опытная проверка с использованием 3% раствора ТБФ в додекане при температуре около 40°C. Технологическая схема представлена на рис.3, а характеристика потоков - в табл.3. Технологические показатели по извлечению и очистке урана в обеих схемах типа Интерим оказались примерно одинаковыми, однако выявились и явные преимущества второй схемы. За счет увеличения концентрации тория в исходном растворе в 2 раза, соответственно, уменьшено количество высокоактивных отходов. Изменение соотношения потоков на реэкстракции урана позволило увеличить концентрацию урана в ре-

Характеристика потоков цикла извлечения Th и U по схеме Интерим. Экстрагент - 3% ТБФ в додекане

Код потока	Характеристика потока	Относит. расход	Состав, г/л			
			HNO ₃	Th	U	Na ₂ CO ₃
111	Исходный раствор	500	315	300	0,30	
112	Экстрагент	1000				
113	Рафинат				0,003	
115	Промывной раствор		256			
124	Экстракт U и Th					
175	Реэкстрагент урана	250	1			
176	Экстрагент после р/э					
179	Реэкстракт урана	250	5	0,01	0,6	
185	Карбонатн. пром. раствор	150				30
187	Карбонатн. хвост. раствор	150			0,003	30

экстракте по сравнению со схемой на тяжелом разбавителе. Следует отметить, что отсутствие блока промывки экстракта раствором комплексообразователя в данном варианте привело к сокращению числа ступеней и значительному упрощению процесса без ухудшения его показателей.

Возвращаясь к вопросу оксида тория в качестве топливной композиции, следует указать на принципиальную возможность выщелачивания растворами азотной кислоты ценных компонентов из облученного диоксида тория без заметного его растворения, что значительно упростило бы процессы его рециклирования, т.к. становится ненужным металлургический передел и резко сокращаются объемы перерабатываемых растворов. Тем не менее, в плане обеспечения рециклирования тория представляется предпочтительным облучение металлического тория исключительно в экранных зонах двухзонных реакторов. В активной зоне реакторов различного типа при этом можно использовать композиции: уран-238-плутоний-239 и уран-238-уран-233. Тогда уран-233 также будет образовываться только в экранных зонах, что приведет к значительному снижению накопления урана-232. Соответственно, на радиохимическом переделе потребуется переработка композиций трех видов:

- плутоний - уран-238;
- уран-233 - уран-238 (плутоний);
- торий - уран-233.

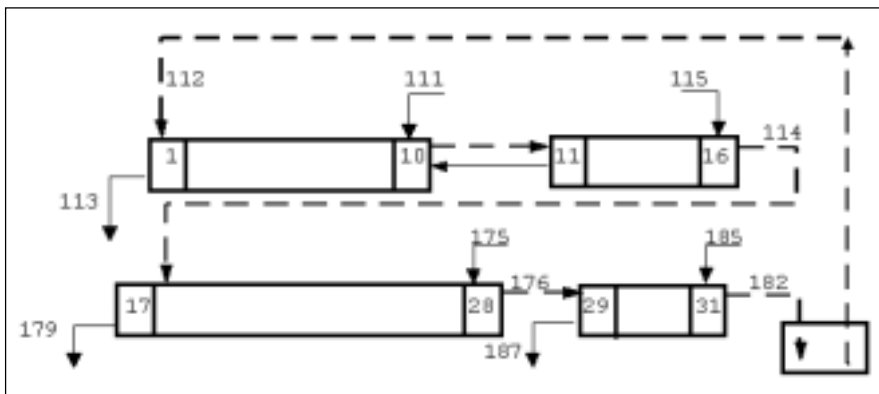


Рис. 3. Схема извлечения урана и тория по схеме Интерим с использованием экстрагента 3% ТБФ в додекане

ВЫВОДЫ

- Для обеспечения рециклирования тория, а также для наработки урана-233 с минимальным содержанием урана-232 предпочтительным является облучение металлического тория в экранных зонах быстрых реакторов.

- На основании проведенных исследований для регенерации облученного тория, выделения и очистки урана-233 от тория и ПД рекомендуется использовать 3% ТБФ в додекане при температуре 45-50⁰С, а для выделения и очистки тория - 30% ТБФ в том же разбавителе при температуре ~50⁰С.

Список литературы

1. *Мурогов В. М., Дубинин А. Д., Зяблицев Д. Н. и др.* Уран-ториевый топливный цикл - его преимущества и перспектива развития ядерной энергетики на его основе. -Препринт ФЭИ, № ФЭИ-2448, 1995.
2. *Троянов М. Ф., Мурогов В. М., Раскач Ф. П., Сметанин Э. Я. и др.* Альтернативный ядерный топливный цикл для ядерно-экологически безопасной ядерной энергетики: Сб. докладов совещания стран - членов СЭВ.- ЧСФР, Ржеж, 1990.
3. *Троянов М. Ф., Мурогов В. М.* Безопасный и экологически приемлемый ядерный топливный цикл//Экологическое строительство. - 1991. - № 10.

Поступила в редакцию 20.02.99.

ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПИРОХИМИЧЕСКОГО ПОЛУЧЕНИЯ ТОПЛИВА НА ОСНОВЕ ОКСИДА ТОРИЯ *

В.С. Наумов, А.В. Бычков, С.К. Вавилов

*ГНЦ РФ - Научно-исследовательский институт атомных реакторов,
г. Димитровград*



В статье рассмотрены возможности пирохимических технологий производства и регенерации топливных композиций на основе оксида тория. Представлены некоторые данные по физико-химическим свойствам тория в ряду наиболее важных солевых расплавов, содержащих делящиеся материалы и нуклиды деления. Обобщен опыт разработки высокотемпературных процессов получения и регенерации МОХ-топлива реакторов на быстрых нейтронах. Предлагаемый электрохимический процесс регенерации в солевых расплавах дает возможность восстановить физико-механические и ядерно-физические характеристики топлива и использовать его в гранулированной форме для виброснаряжения твэлов.

Ядерная энергетика большинства стран базируется на урановом топливном цикле (УТЦ), т.е. на использовании уранового топлива. Это обстоятельство в значительной степени является следствием "холодной войны", когда некоторые государства затратили значительные средства на разработку технологий для производства ядерного оружия на основе урана-235 и плутония-239. Впоследствии, наряду с реакторами военного назначения, появились энергетические реакторы, сначала в странах ядерного клуба, а затем в других странах с высоким экономическим потенциалом. Одновременно ядерная промышленность перестраивалась на производство и переработку топлива этих реакторов. Сейчас наиболее развитые страны достигли больших результатов, обеспечивая энергией значительную долю потребителей за счет сжигания в реакторах на тепловых нейтронах урана-235 природного происхождения.

Существующий УТЦ обладает существенными недостатками, такими как

- низкая самозащитенность топливного цикла от несанкционированного использования ядерных материалов;
- накопление в процессе производства энергии долгоживущих продуктов деления (ПД) и младших актинидов (МА).

Эти обстоятельства беспокоят общество, и это тормозит дальнейшее развития ядерной энергетике.

При переходе на ториевый топливный цикл (ТнТЦ) ядерная энергетика не будет иметь этих недостатков.

Высокая самозащитенность ТнТЦ от несанкционированного использования деля-

© В.С. Наумов, А.В. Бычков, С.К. Вавилов, 1999

* Доклад с российско-индийского семинара по ториевому топливному циклу (Обнинск, 17-19 ноября 1998 г.)

щегося материала обусловлена присутствием в топливе, наряду с изотопом U-233, изотопа U-232. Это делает топливо непригодным для военных целей, главным образом, вследствие высокой радиотоксичности.

Благодаря отсутствию в исходном топливе U-238, накопление МА в ThТЦ находится на более низком уровне, чем в топливном цикле с урановым топливом. Это свойство ThТЦ должно быть использовано для уничтожения накапливающихся в УТЦ долгоживущих ПД и МА, а в перспективе для ликвидации последствий УТЦ и ядерной энергетики в целом.

Для начала реализации ThТЦ нужен стартовый делящийся материал, чем в какой-то степени сдерживалось его развитие. Сейчас проблемы стартового делящегося материала для ThТЦ не существует, поскольку он может быть начат с использования избыточных оружейных материалов U-235 и Pu -239, а также энергетического плутония, запасы которого на предприятиях УТЦ значительны. Уничтожение избыточных ядерных материалов и существующих запасов МА в рамках УТЦ, по оценкам специалистов, связано с большими дополнительными расходами на разработку и создание новых типов реакторов и технологий переработки топлива.

Таким образом, к началу нового столетия сложилась ситуация, когда есть необходимые условия для старта ThТЦ как с целью вовлечения в топливный цикл значительных запасов тория, так и с целью снижения экологической и «военной» опасности ядерной энергетики. Внедрение тория в ядерный топливный цикл (ЯТЦ) должно преследовать цель гармоничного повышения эффективности ядерной энергетики.

В связи с отсутствием в природе урана-233 использование тория в энергетике требует замкнутого топливного цикла. На начальном этапе развития ThТЦ в качестве ядерного топлива целесообразно использовать две композиции ядерных материалов:

- Th - U-235 (возможно с добавками МА);
- Th - Pu -239 (возможно с добавками МА), которые могут быть загружены в реактор в виде оксидных, нитридных или карбидных смесей, металлических сплавов, а также составе растворов в расплавах галогенидов щелочных и/или щелочно-земельных металлов.

Основные цели переработки облученного топлива заключаются в

- очистке от радионуклидов деления;
 - извлечении U-233;
 - корректировке содержания делящихся материалов и МА;
 - восстановлении ядерно-физических и физико-механических свойств топлива.
- Извлеченный из отработавшего топлива U-233 будет использоваться для постепенного перехода на присущую для ThТЦ топливную композицию.

- Th-U-233, в которую для уничтожения будут вводиться плутоний, долгоживущие ПД и МА.

Отличительной особенностью ThТЦ является необходимость использования тяжелых защитных камер, автоматизированного и дистанционно управляемого оборудования уже на ранних стадиях его внедрения. Причина заключается в накоплении в топливе продуктов радиоактивного распада урана-232 (например, Bi-212 и Tl-208) с жестким гамма-излучением.

Переработка облученного ториевого топлива, основанная на использовании водных процессов, сталкивается с проблемой радиолитического распада растворов, большим числом операций и значительным количеством жидких отходов. В то же время, как показывают опыт разработки и экономические оценки ANL (США) [1], ГНЦ РФ - НИИАР (России) [2], PNC и CRIEPI (Японии) [3], технологии, основанные на неводных (металлургических, электрохимических, солевых или газовых) процессах, более экономичны, т.к. имеют меньшее число операций, не имеют проблемы радиолитического распада рабочей среды,

а отходы этих технологий получают преимущественно в твердой компактной форме. Одновременно “сухие” технологии гарантируют нераспространение ядерных материалов, поскольку обеспечивают их очистку от радионуклидов деления не более чем на 2 - 3 порядка.

При разработке ТнТЦ целесообразно, на наш взгляд, внедрять как новейшие достижения водных технологий, так и реализовывать достоинства высокотемпературных процессов.

К числу наиболее исследованных и апробированных в мировой практике (США [1], Россия [2], Япония [3]) следует отнести солевые высокотемпературные процессы производства и переработки ядерного топлива. Солевые расплавы, как среды для пирохимических и пирометаллургических методов переработки отработавшего топлива, обладают следующими достоинствами:

- высокой радиационной стойкостью, позволяющей перерабатывать топливо с выгоранием 100 МВт*сут/кг и более;
- высокой термической устойчивостью, позволяющей перерабатывать топливо с удельным тепловыделением более 1 МВт/кг и временем выдержки менее 1 года;
- в расплавах солей можно работать с высокими концентрациями делящихся материалов, т.к. соли, применяемые для переработки топлива, не являются замедлителями нейтронов;
- химические процессы в расплавленных солевых средах протекают с высокими скоростями и практически не ограничивают кинетику технологических операций.

Благодаря перечисленным свойствам солевых расплавов пирометаллургические и пироэлектрохимические процессы также приобретают существенные положительные качества:

- простота технологических схем и компактность оборудования;
- минимальность и компактность радиоактивных отходов;
- пожаро- и взрывобезопасность.

В России, в частности, в ГНЦ РФ - НИИАР, при участии ряда институтов Академии наук, наибольший практический опыт использования расплавленных солевых систем накоплен при разработке и внедрении пироэлектрохимической технологии производства и переработки уранового и смешанного уран-плутониевого оксидного топлива (МОХ-топлива) для РБН. При разработке и физико-химическом обосновании этой технологии проведены обширные экспериментальные исследования поведения урана, плутония, радионуклидов деления и конструкционных материалов в расплавах галогенидов щелочных и щелочно-земельных металлов.

Во второй половине уходящего столетия в России и в ряде зарубежных стран проводились исследования поведения тория в неводных средах, в частности, в расплавленных солевых электролитах. Но в целом химия тория в этих растворителях изучена хуже, чем химия урана или плутония. Информация по физико-химическому и электрохимическому поведению тория в расплавах галогенидов щелочных и щелочно-земельных металлов во многом базируется на работах, выполненных в 50-70 гг. [4-7].

Однако, в отличие от урана и плутония, поведение тория в расплавленных солевых средах более простое. Физико-химические свойства тория и его соединений во многом сходны с физико-химическими свойствами циркония и гафния.

К наиболее важным аспектам химии тория следует отнести следующие:

- в солевых электролитах торий существует преимущественно в форме Th^{4+} , в равновесии с металлом образуется форма Th^{2+} ; кислородсодержащие формы тория, растворимые в галогенидных расплавах, в значимых для технологии количествах отсутствуют;
- электропроводность диоксида тория в интервале температуры от 600 до 1000°C в 10^3 - 10^4 раз ниже, чем у диоксида урана;

- восстановление солей ThCl_4 , ThF_4 и диоксида ThO_2 до металлического тория возможно только с помощью активного металла, в основном, кальция;
- металлический торий в компактном виде с очисткой от примесей может быть получен электролизом расплавленных солей;
- диоксид тория взаимодействует с оксидами различных металлов. С диоксидом урана он образует непрерывный ряд твердых растворов; в литературе имеются диаграммы состояний для систем $\text{UO}_2 - \text{ThO}_2$ и $\text{UO}_2 - \text{ThO}_2 - \text{ZrO}_2$ [8];
- диоксид тория может быть получен осаждением из галоидного расплава карбонатами щелочных металлов, оксидами щелочных и щелочно-земельных металлов, кислородсодержащей газовой смесью;
- смесь диоксидов урана и тория с содержанием диоксида тория до 50 % может быть получена электролизом расплава солей, при этом достигается очистка от основной массы редкоземельных элементов.

Установлен целый ряд количественных закономерностей в изменении валентного состояния тория и его электрохимического поведения [9,10]. Имеющийся объем информации по торью уже сейчас позволяет высоко оценивать перспективность применения пирохимических процессов в ThTC .

Пироэлектрохимические процессы получения и переработки ядерного оксидного и металлического топлива с использованием расплавов солей разрабатываются в ГНЦ РФ - НИИАР (Россия) и в ANL (США). В ГНЦ РФ - НИИАР практически завершены исследования и экспериментальные работы в обоснование электрохимической технологии получения уранового и смешанного уран-плутониевого топлива реакторов на быстрых нейтронах. Ведутся интенсивные работы в обоснование топливного цикла РБН.

Топливный цикл РБН, разрабатываемый в ГНЦ РФ - НИИАР базируется на двух технологиях:

- пироэлектрохимическое производство и переработка MOX -топлива;
- изготовление тепловыделяющих элементов методом виброуплотнения.

Электрохимический процесс производства индивидуальных диоксидов урана и плутония, а также их гомогенизированной смеси, содержащей PuO_2 вплоть до 45%, позволяет обеспечить получение полидисперсных кристаллических порошков топлива

Таблица 1

Пирохимическое производство гранулированного оксидного топлива

Тип установки	Состав топлива	Масса, кг	Период изготовления, год	Реактор
Установка в боксах	UO_2	900	1976 - 1983	БОР-60
	UO_2	365	1983	БН-350
Экспериментальная установка в защитных камерах	PuO_2	100	1980 - 1982	БОР-60
	$(\text{U,Pu})\text{O}_2$	550	1983 - 1987	БОР-60
	$(\text{U,Pu})\text{O}_2$	75	1984	БН-350
	$(\text{U,Pu})\text{O}_2$	70	1987	БН-600
Опытно-экспериментальный комплекс	UO_2	120	1988	БН-600
	UO_2	535	1988 - 1989	РБТ-10
	UO_2	750	1989 - 1997	БОР-60
	UO_2	374	1993	БН-350
	$(\text{U,Pu})\text{O}_2$	325	1989 - 1992	БОР-60
	$(\text{U,Pu})\text{O}_2$	277	1989 - 1992	БФС
	$(\text{U,Pu})\text{O}_2$	300	1990	БН-600

с плотностью гранул, близкой к теоретической.

Технология виброуплотнения гранулированных порошков позволяет вводить в состав топлива геттер и различные добавки (например, выгорающий поглотитель или МА), обеспечивая плотность сердечника твэлов в диапазоне от 8,8 до 9,6 г/см³.

Обе технологии внедрены в ГНЦ РФ-НИИАР в опытно-промышленном масштабе (1500 кг МОХ-топлива в год) на базе дистанционно управляемого и автоматизированного оборудования.

Массовые испытания виброуплотненного уранового и МОХ-топлива, полученного электрохимическим методом, начались в реакторе БОР-60 в 1974 г. С 1981 г. по настоящее время этот реактор работает на смешанном уран-плутониевом оксидном топливе. За 17 лет многократно подтверждена высокая работоспособность виброуплотненного МОХ-топлива. Штатное выгорание виброуплотненных твэлов на реакторе БОР-60 составляет 15% т.а. На этом топливе достигнуто рекордное выгорание делящихся материалов: максимальное выгорание топлива в тепловыделяющей сборке составляет 28,6% т.а., а выгорание топлива в отдельных твэлах достигло 32,2% т.а. (данные на июнь 1998 г.).

Топливо, полученное по технологии ГНЦ РФ - НИИАР, прошло первичные испытания также на критическом стенде БФС, в реакторах БН-350 и БН-600, где была подтверждена его высокая работоспособность. В общей сложности в ГНЦ РФ - НИИАР произведено около 5000 кг гранулированного оксидного топлива (табл.1), из которого изготовлено более 30000 твэлов для различных реакторов и стендов. Следует отметить, что совершенствование оборудования позволило достичь высоких показателей по прямому выходу топлива (табл.2).

Электрохимический процесс регенерации дает возможность восстановить физико-механические и ядерно-физические характеристики топлива, причем продукт переработки - регенерированное топливо - получается в гранулированной форме, пригодной для виброснаряжения твэлов. В 1991 и в 1995 гг. проведено два демонстрационных эксперимента, в которых было переработано топливо реакторов БН-350 (выгорание 4,7% т.а.) и БОР-60 (выгорание 21,4 и 24,4% т.а.). В настоящее время гранулированный диоксид плутония, извлеченный из отработавшего топлива реакторов БН-350 и БОР-60, загружается в экспериментальные тепловыделяющие элементы для повторного облучения в реакторе БОР-60.

В заключение можно отметить, что для старта разработки пирохимических технологий (или некоторых переделов) производства и регенерации топливных композиций на основе тория есть все необходимые предпосылки, т.е.

- имеются достаточные знания физико-химических свойств тория и его соединений в ряде наиболее важных растворителей в широком интервале температуры;
- имеются глубокие знания физико-химических свойств практически всех ком-

Таблица 2

Материальный баланс производства уранового и МОХ-топлива на различных установках НИИАР

Период, установка	Вид топлива	Прямой выход, %	Оборотные продукты, %	(Потери, условно), %
1979 г. Установка в боксах	UO ₂	95.9	2.9	(1.2)
1983 г. Установка в боксах (после модернизации)	UO ₂	97.03	2.0	(0.97)
1986 г. Установка в камерах	UPuO ₂	97.94	1.47	(0.59)
1989-1990 гг. Установка в камерах на ОИК	UPuO ₂	98.02	1.44	(0.54)
1995 г. Установка в боксах на ОИК	UO ₂	98.44	1.26	(0.30)

понентов топлива в ТНЦ, включая актиниды и нуклиды деления;

- существует большой опыт разработки высокотемпературных процессов получения и регенерации МОХ-топлива реакторов на быстрых нейтронах;
- существует большой опыт разработки автоматизированного и дистанционно обслуживаемого оборудования для производства и регенерации МОХ-топлива РБН, а также для изготовления твэлов и ТВС методом виброуплотнения порошков.

Этот потенциал необходимо активно использовать при внедрении ториевого топливного цикла в структуру ядерной энергетики.

Список литературы

1. *Chang Y.I.* The Integral Fast Reactor, Nucl. Technol. 88, 129 (1989).
2. *Skiba O.V., Savochki Yu.P., Bychkov A.V., Porodonov P.T., Babikov L.G. and Vavilov S.K.* Technology of Pyroelectrochemical Reprocessing and Production of Nuclear Fuel, Proc. Int. Conf. on Future Nuclear Systems: Emerging Fuel Cycles & Waste Disposal Options (GLOBAL'93). Sept. 12-17, 1993 Seattle, Washington, 1993. -Vol.2. - P. 1344.
3. *Inoue T. and Tanaka H.* Recycling of Actinides Produced in LWR and FBR Fuel Cycles by Applying Pyrometallurgical Process, Int. Conf. on Future Nuclear Systems (GLOBAL'97), Oct.5-10, 1997, Yokohama, Japan, 1997. -Vol. 1. - P.646.
4. *Смирнов М.В., Юдина Л.Д.* Равновесные потенциалы металлов в расплавленных электролитах. 1. Равновесные потенциалы тория в хлоридных расплавах// Изв. АН СССР. Отд. хим. наук. - 1959. - №2. - С. 251 - 258.
5. *Емельянов В.С., Евстюхин А.И.* Исследование систем расплавленных солей на основе фторида тория: Сообщение 1// Атомная энергия. - 1956. - Т. 1. - №4. - С. 107 - 112.
6. *Смирнов М.В., Кудяков В.Я., и др.* Электрохимическое поведение тория в хлориде натрия и эквивалентной смеси хлоридов натрия и калия// Атомная энергия. - 1970. - Т. 27. - №4. - С. 419.
7. *Смирнов М.В., Кудяков В.Я., Посохин Ю.В., Шишкин В.Ю.* Исследование физико-химического и электрохимического поведения тория в расплавах галогенидов щелочных металлов// Радиохимия. - 1976. - Т. 18. - №4. - С. 639 - 647.
8. *Воронов Н.М., Софронова Р.М., Войтехова Е.А.* Высокотемпературная химия окислов урана и их соединений. - М.: Атомиздат, 1971. - 360 с.
9. *Кудяков В.Я., Смирнов М.В., Чукуреев Н.Я., Посохин Ю.В.* Образование двухвалентного тория в среде расплавленного хлористого калия// Атомная энергия. - 1968. - Т. 24. - №4. - С. 448-452.
10. *Кудяков В.Я., Смирнов М.В., Посохин Ю.В., Краснов Ю.Н.* Равновесие металлического тория с расплавами хлоридов щелочных металлов, содержащих его ионы/В сб.: Тр. Ин-та электрохимии УНЦ АН СССР.- Свердловск, 1972. - Вып. №18. - С. 27-32.

Поступила в редакцию 21.12.98.

ДОЛГОВРЕМЕННАЯ РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА ТВС С МОХ-ТОПЛИВОМ ОТ НЕКОНТРОЛИРУЕМОГО РАСПРОСТРАНЕНИЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

В.Б. Глебов, А.Н. Шмелев, В.А. Апсэ, П.В. Цветков, А.Е. Синцов

Московский государственный инженерно-физический институт (технический университет), г. Москва



Рассматривается подход к созданию внутреннего долговременного радиационного защитного барьера МОХ-топлива от распространения плутония, предполагающий подмешивание радионуклида U-232 к топливу в процессе его фабрикации и кратковременное облучение изготовленных ТВС в бланкете электроядерной установки.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время наблюдается расширение использования смешанного уран-плутониевого оксидного топлива (МОХ-топлива) как перспективного направления утилизации реакторного плутония, находящегося в настоящее время в отработанном топливе урановых легководных реакторов. Кроме того, Россия и США разрабатывают программы утилизации избыточного оружейного плутония в энергетических реакторах, рассматривая эти программы как реальный путь для ядерного разоружения [1]. В связи с этими обстоятельствами проблема защиты плутония при использовании в составе МОХ-топлива становится все более актуальной.

Решение этой проблемы возможно, по всей видимости, на пути создания системы защитных барьеров различного типа. Среди них рассматриваются внутренние защитные радиационные барьеры для топливного материала.

Важным фактором, характеризующим радиационный защитный барьер, является длительность его действия. В работе [2] рассмотрена возможность создания внутреннего защитного барьера с помощью короткого облучения изготовленных ТВС с МОХ-топливом в бланкете электроядерной установки (ЭЛЯУ). Недостатком этого подхода является кратковременность действия защитного барьера, т.к. мощность экспозиционной дозы (МЭД) γ -излучения от накопления продуктов деления относительно быстро спадает. Поэтому, для создания долговременного защитного барьера требуются дополнительные меры. В числе возможных вариантов может рассматриваться подход с подмешиванием долгоживущих радионуклидов к топливу в процессе его изготовления. При этом очевидно, что операции по фабрикации МОХ-топлива, изготовлению твэлов и ТВС придется осуществлять в условиях повышенного фона γ -радиации. В связи с этим, количество добавляемых радионуклидов должно быть таким, чтобы выполнялись условия радиационной безопасности для персонала.

© В.Б. Глебов, А.Н. Шмелев, В.А. Апсэ, П.В. Цветков, А.Е. Синцов, 1999

Для современных производств по фабрикации МОХ-топлива радиационная безопасность обеспечивается за счет дистанционного обращения с ядерными материалами. Как следует, например, из [3], требование на допустимый уровень γ -излучения материала при этом соответствует величине МЭД 0.6 бэр/ч на расстоянии 1 м от изготовленной ТВС с МОХ-топливом. Это весьма жесткое требование практически исключает из рассмотрения радионуклиды, распад которых непосредственно сопровождается γ -излучением. В этом случае представляет интерес использование изотопа U-232 в качестве добавки к МОХ-топливу.

Дело в том, что уран-232 является начальным изотопом длинной цепочки распадов, причем жестким γ -излучением сопровождается распад некоторых дочерних радионуклидов в заключительных звеньях цепочки. Поэтому, γ -активность U-232 возрастает с временной задержкой, обусловленной накоплением эмиттеров жесткого γ -излучения, проходит через максимум примерно через 10 лет, а затем экспоненциально уменьшается с достаточно длительным периодом полураспада (~69 лет). Такое временное поведение γ -активности U-232 (точнее, его дочерних продуктов) удобно тем, что радиационный барьер оказывается умеренным по величине на стадии фабрикации топлива и изготовления ТВС и только затем нарастающим (и медленно спадающим после прохождения максимума) - на стадии хранения, транспортировки и подготовки к использованию на АЭС. Таким образом, добавление U-232 к МОХ-топливу позволяет иметь "окно" пониженной активности на стадии изготовления ТВС, которое затем постепенно "самозакрывается".

ОЦЕНКА ЗАЩИЩЕННОСТИ ТВС С МОХ-ТОПЛИВОМ, СОДЕРЖАЩИМ U-232

Современные технологии изготовления реакторного топлива характеризуются использованием высокопроизводительного оборудования, интенсивными потоками ядерных материалов и, как следствие, относительно коротким временем изготовления ТВС [4].

Если принять длительность цикла изготовления ТВС, равной 10 сут., то из ограничения на мощность дозы ТВС при изготовлении (0.6 бэр/ч) можно оценить предельно допустимое количество добавляемого в топливо U-232, и для этого случая оно составляет ~ 0.01%.

Для расчета радиационных характеристик облученного в ЭЛЮ МОХ-топлива использована функциональная цепочка SAS2H комплекса программ SCALE (версия 4.3) [5]. Эта цепочка позволяет выполнять расчет топливной композиции на каждый момент времени облучения в установке и одномерный транспортный расчет (1-D) системы с использованием двухступенчатой процедуры. На первой ступени рассматривается решетка топливных стержней, а на второй - решетка топливных сборок. Результаты транспортного расчета на каждом временном шаге по выгоранию используются при расчете изменения изотопного состава топлива в процессе облучения. По окончании расчета периода облучения топлива проводится одномерный анализ защиты, завершающийся расчетом его дозовых характеристик.

С помощью функциональной цепочки SAS2H произведены расчеты и оценено временное поведение МЭД на расстоянии 1 м от ТВС с МОХ-топливом, содержащим 0.01 % U-232 (рис.1). Показано, что величина МЭД при этом достигает 100 бэр/ч через 5 лет выдержки и не опускается ниже этой величины в течение последующих 20 лет. Этот уровень рассматривается Комиссией США по ядерному регулированию и МАГАТЭ как достаточный для самозащитенности отработанных ТВС ядерных реакторов [1]. Однако в течение первых 5 лет после изготовления величина МЭД ниже этого уровня защищенности, а в течение первого года не превышает и 30 бэр/ч.

Итак, добавление U-232 в количестве, допустимом для современного производства по фабрикации ядерного топлива, позволяет поддерживать защищенность

МОХ-топлива на указанном выше уровне в течение достаточно длительного времени, но в первые несколько лет имеется "окно", когда защищенность топлива существенно ниже требуемой.

Это "окно", желательное для процесса фабрикации МОХ-топлива и изготовления ТВС, затем должно быть надежно "закрыто" на период до 5 лет, в течение которых барьер, обусловленный распадом U-232, еще только набирает силу. Этого можно добиться, если применить комбинированный подход к защите МОХ-топлива: сочетание подмешивания к топливу изотопа U-232 с операцией короткого облучения уже изготовленных ТВС в ЭЛЯУ. На рис.2 показан спад МЭД от ТВС, облученной в течение 90 сут. в бланкете ЭЛЯУ [2]. Видно, что первые два года составляющая МЭД от продуктов деления, накопившихся в облученной ТВС, существенно выше 100 бэр/ч, но в течение следующих двух лет спадает до величины ~50% от этого уровня защищенности. В сочетании же с дозой от дочерних продуктов распада U-232 суммарная МЭД становится достаточной для того, чтобы обеспечить защищенность МОХ-топлива на уровне не ниже 100 бэр/ч на протяжении всего 25-летнего периода.

Отмеченный выше уровень защитного радиационного барьера 100 бэр/ч определяется в нашем случае допустимой при фабрикации концентрацией U-232, а в конечном счете возможностями технологии фабрикации МОХ-топлива. Например, на заводе по производству МОХ-топлива в Селлафилде (Великобритания) ис-

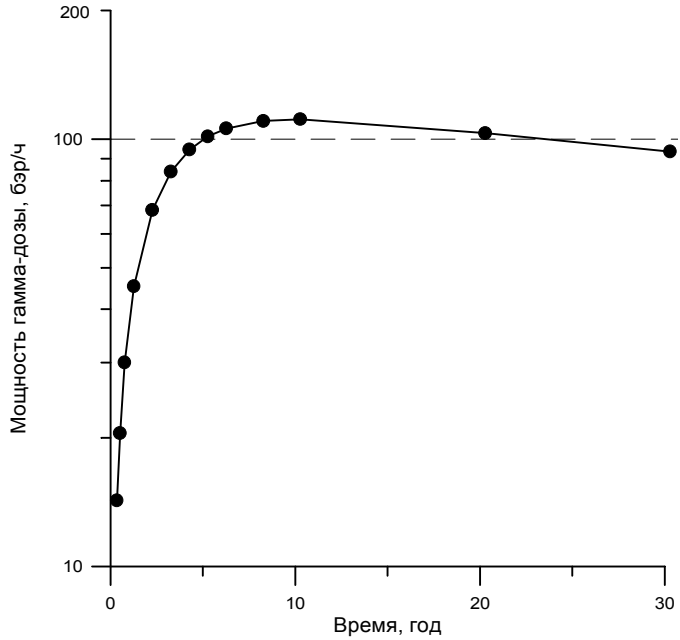


Рис.1. МЭД на расстоянии 1 м от необлученной ТВС с МОХ-топливом, содержащим 0.01% U-232

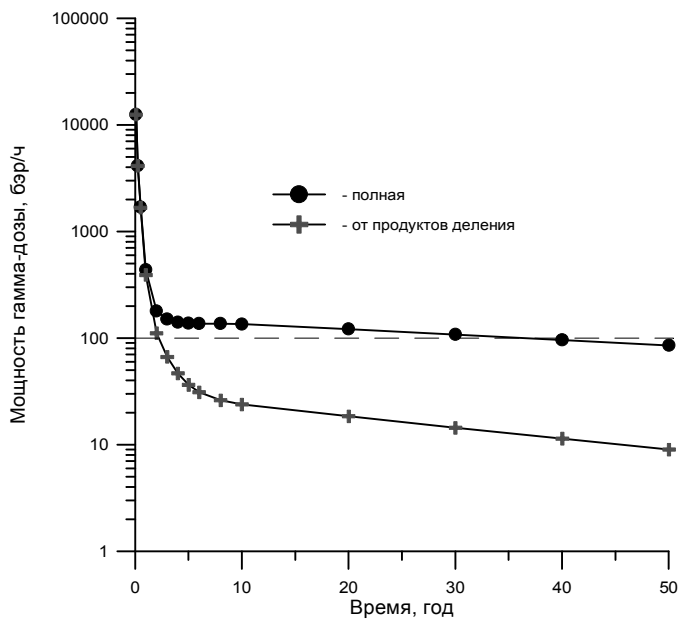


Рис.2. МЭД на расстоянии 1 м от облученной ТВС с МОХ-топливом, содержащим 0.01% U-232

пользуется полудистанционная технология. Эта технология позволяет осуществлять фабрикацию МОХ-топлива и изготовление ТВС при величине МЭД на расстоянии 1 м от изготовленной ТВС ~ 0.6 бэр/ч.

Конечно, уровень защитного барьера при необходимости может быть повышен, если потребуются. Но, при этом, пропорционально повысится уровень МЭД на стадии фабрикации МОХ-топлива, что потребует соответствующего усложнения технологии. Например, если в качестве критерия защищенности использовать величину 1000 бэр/ч для МЭД на расстоянии 1 м от ТВС, то содержание U-232 в топливе должно быть повышено до 0.1%, а МЭД на конец изготовления ТВС (10 сут.) составит 6 бэр/ч. Таким образом, величина МЭД, принятая как критерий защищенности, и МЭД на момент изготовления ТВС различаются примерно в 170 раз.

Здесь уместно еще раз подчеркнуть преимущество U-232 перед использованием γ -активных радионуклидов (например, Cs-137). Это преимущество связано с запаздывающим характером γ -излучения U-232. Незначительное на начальном этапе, оно затем нарастает по мере накопления γ -активных изотопов в цепочке распада U-232, достигает максимума и только после этого экспоненциально спадает с достаточно длительным периодом полураспада. В то же время интенсивность излучения γ -активных радионуклидов экспоненциально спадает с самого начала, т.е. с момента их введения в состав защищаемого топлива. Чтобы МЭД от ТВС, содержащей Cs-137, была на уровне 100 бэр/ч через 25 лет, МЭД на стадии изготовления должна быть примерно 180 бэр/ч, т.е. в 300 раз выше, чем в случае использования U-232.

Однако добавление U-232 требует облучения изготовленных ТВС в бланкете ЭЛЯУ для закрытия "окна", а применение γ -активных радионуклидов не требует этого облучения.

О ВЫДЕРЖКЕ ОБЛУЧЕННЫХ ТВС ПЕРЕД ОТПРАВКОЙ НА АЭС

После облучения в бланкете ЭЛЯУ защищенные ТВС с МОХ-топливом должны быть выдержаны в течение некоторого времени для снижения остаточного тепловыделения до уровня, приемлемого для их транспортировки в стандартных контейнерах. Известно [6], что стандартные контейнеры, используемые для транспортировки облученных ТВС реактора ВВЭР-1000, характеризуются следующими величинами допустимого удельного тепловыделения ТВС:

- при выдержке 0.5 года - 23 Вт/кг топлива;
- при выдержке 1 год - 12 Вт/кг топлива;
- при выдержке 2 года - 5.6 Вт/кг топлива.

Временное поведение тепловыделения распада в ТВС с МОХ-топливом после их облучения в ЭЛЯУ оценивалось по эмпирической формуле, приведенной в [7]:

$$W(t) = 0.07 * W(0) * [t^{-0.2} - (t + t_{обл})^{-0.2}], \quad (1)$$

где t - время после прекращения облучения, сек; $W(t)$ - удельное тепловыделение распада в момент времени t ; $W(0)$ - удельное тепловыделение при облучении; $t_{обл}$ - длительность облучения, сек.

Сравнительные расчеты с использованием программы SCALE подтвердили, что формула (1) удовлетворительно описывает остаточное тепловыделение облученных ТВС легководных реакторов для $t < 10^7$ сек (около 4 мес.).

Оценки, выполненные с помощью формулы (1), показали, что ТВС с МОХ-топливом, облученные в рассматриваемой ЭЛЯУ [2] в течение 90 сут., уже через 1 день после прекращения облучения имеют удельное тепловыделение на уровне 24 Вт/кг, а через 5 дней - на уровне 13 Вт/кг. Это означает, что необходимая выдержка облученных в ЭЛЯУ ТВС практически не создает временной задержки для их отправки на АЭС в стандартных контейнерах.

ОЦЕНКА ПРОИЗВОДИТЕЛЬНОСТИ ЭЛЯУ И ПОТРЕБНОСТИ В U-232

В установленном режиме перегрузок производительность ЭЛЯУ по созданию внутреннего радиационного барьера в ТВС, по существу, определяется количеством ТВС в бланкете ЭЛЯУ и продолжительностью облучения ТВС.

Оценки, полученные в [2], показали, что ЭЛЯУ может обеспечить достаточную степень защищенности для 150 ТВС, загруженных в бланкет и облучаемых в течение 90 сут. Поскольку типичный легководный энергетический реактор мощностью 1 ГВт(э) требует для ежегодной перегрузки примерно 50 ТВС, подобная ЭЛЯУ способна обеспечивать защищенными ТВС парк легководных реакторов мощностью 12 ГВт(э). Это означает, что для обслуживания мировой ядерной энергетики потребуется возведение примерно 30 таких ЭЛЯУ.

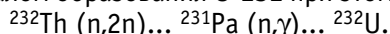
Для повышения производительности время облучения ТВС в ЭЛЯУ желательно иметь как можно меньше.

Очевидно, что сокращение длительности облучения привело бы к пропорциональному расширению парка обслуживаемых реакторов и к такому же снижению количества требующихся ЭЛЯУ. Но это сокращение длительности облучения не должно сопровождаться понижением уровня радиационной защищенности ТВС. Одним из возможных путей решения этой задачи может быть размещение ТВС в бланкете ЭЛЯУ с увеличенными зазорами между ними. Известно, что наличие водных зазоров между ТВС может приводить к всплеску тепловыделения в периферийных рядах твэлов. Этот эффект можно использовать для того, чтобы перераспределить накопление продуктов деления (источников γ -излучения) из внутренней области ТВС на ее периферию. Тем самым можно ослабить эффект внутреннего самопоглощения γ -излучения и либо повысить уровень защитного барьера, либо уменьшить длительность облучения ТВС в бланкете.

При содержании U-232 в MOX-топливе на уровне 0.01% в свежей ТВС будет находиться ~50 г U-232. Как показали расчетные оценки выгорания U-232 в реакторах типа ВВЭР, к концу 3-летней кампании топлива содержание U-232 в выгружаемой ТВС уменьшится примерно вдвое. Поскольку при ежегодной перегрузке легководных реакторов заменяется третья часть ТВС активной зоны (~50 ТВС), то при переходе на защищенное MOX-топливо в первые несколько лет потребуется 2.5 кг U-232/(ГВт(э)*год), а затем, когда рецикл U-232 будет замкнут, то с учетом 50%-выгорания - только 1.25 кг U-232/(ГВт(э)*год). В пересчете на мощность всей ядерной энергетики мира (360 ГВт(э) на конец 1998 года) потребность в U-232 составит 900 кг/год в течение переходного периода, а затем 450 кг/год для восполнения его выгорания.

О ПУТЯХ НАКОПЛЕНИЯ U-232

Изотоп U-232 образуется при нейтронном облучении тория одновременно с накоплением хорошо делящегося изотопа U-233 и, как правило, рассматривается в качестве нежелательного побочного продукта, сильно затрудняющего последующее использование U-233. Основным каналом образования U-232 при этом является цепочка:



Реакция ${}^{232}\text{Th}(n,2n)$ является пороговой (~6.5 МэВ). Поскольку доля столь высокоэнергетических нейтронов в спектре существующих тепловых и быстрых реакторов сравнительно мала, то и накопление U-232 в них невелико и составляет примерно 0.1% в отношении к U-233.

В качестве перспективы можно рассматривать накопление U-232 в термоядерных установках, где доля высокоэнергетической компоненты нейтронного спектра существенно больше, чем в энергетических ядерных реакторах. По оценкам [8], в термоядерном реакторе типа ITER с бланкетом, содержащим торий, можно накапливать ~0.3 ядра U-232 в расчете на одну (D,T)-реакцию в плазме. Это означает, что в термо-

ядерном реакторе типа ITER при номинальной нейтронной нагрузке на первую стенку (1 МВт/м^2) можно было бы нарабатывать около 2 т U-232 в год.

Поэтому производительности только одной термоядерной установки типа ITER по U-232 оказалось бы вполне достаточно для обслуживания всей ядерной энергетики мира как в переходном периоде, так и в стационарном режиме подгрузки U-232. Более того, имеющийся запас производительности может быть использован для 2-кратного усиления защищенности MOX-топлива.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предложен подход к созданию долговременного защитного радиационного барьера MOX-топлива, включающей добавление радионуклида U-232 к топливу в процессе его фабрикации и операцию кратковременного облучения изготовленных ТВС в бланкете ЭЛЯУ. Полученные оценки позволяют сделать следующие выводы:

- Добавление U-232 к MOX-топливу в количестве, допустимом для современной технологии его фабрикации, поддерживает защищенность топлива на уровне 100 бэр/ч через 5 лет после изготовления ТВС.

- “Окно” пониженной защищенности в первые годы после изготовления может быть “закрыто” кратковременным облучением ТВС в ЭЛЯУ. Выдержка ТВС после облучения в ЭЛЯУ не создает существенной временной задержки для их транспортировки на АЭС в стандартных контейнерах.

- Перспективным путем накопления U-232 для этих целей представляется облучение тория в бланкете термоядерной установки типа ITER. Производительности всего одной такой установки по U-232 вполне достаточно для обеспечения потребностей мировой ядерной энергетики существующего масштаба даже в условиях 2-кратного усиления защищенности MOX-топлива.

Список литературы

1. Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium. - Committee on International Security and Arms Control, National Academy of Sciences, National Academy Press, Washington, D.C., 1994.
2. Шмелев А.Н., Синцов А.Е., Глебов В.Б., Ансэ В.А. Использование электроядерных установок для обеспечения защиты ТВС с MOX-топливом путем создания радиационного барьера//Известия вузов. Ядерная энергетика (в печати).
3. BNFL: Sellafield Visitor Information/Sellafield Plant. <http://www.bnfl.com/>.
4. Шаров М.Ю. Сотрудничество с американскими лабораториями по физической защите на ОАО “МСЗ”. Проблемы и успехи/Труды Международной конференции по учету, контролю и физической защите ядерных материалов (Обнинск, 9-14 марта 1997).- Т.3. - С.617-624.
5. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation. NUREG/CR-0200, ORNL/NUREG/CSD-2/R5, Oak Ridge, January 1997.
6. Синев Н.М., Батуров Б.Б. Экономика атомной энергетики. Основы технологии и экономики ядерного топлива.- М.: Энергоатомиздат, 1984.
7. Технические проблемы реакторов на быстрых нейтронах/Под ред. Ю.Е.Багдасарова.-М.: Атомиздат, 1969, с.523-525.
8. Шмелев А.Н., Тихомиров Г.В., Куликов Г.Г. и др. О концепции международных научно-технических центров по утилизации плутония//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1998. - №4. - С.81-92.

Поступила в редакцию 19.05.99.



УДК 621.039.516.4

ЗАМКНУТЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ АЭС РОССИИ. ПРОБЛЕМЫ И ПЕРСПЕКТИВЫ*

В.М.Лебедев, Н.Н.Давиденко, А.И. Архангельская

Концерн «Росэнергоатом», г. Москва



В качестве стратегической задачи обеспечения жизнеспособности атомной энергетики, ее конкурентоспособности и меньшей экологической опасности необходимо рассматривать ее будущее развитие в замкнутом ядерном топливном цикле.

В основу представленных в докладе результатов исследований был положен анализ ресурсов ядерного топлива и, прежде всего, возможных потенциальных запасов, накопленных на складах предприятий ядерного топливного цикла.

Исследования ресурсов ядерного топлива проводятся постоянно группами российских и иностранных специалистов, международными организациями. В основном эти исследования направлены на анализ различных реакторных стратегий с точки зрения потребностей в топливе и анализ природных ресурсов урана.

Основные выводы, которые следуют из этих исследований - это сочетание в перспективе различных топливных циклов:

- на природном и обогащенном уране, реализованных в настоящее время в мировой ядерной энергетике с использованием реакторов на тепловых нейтронах с частичной подпиткой энергетического плутония в виде MOX-топлива;

- плутоний-урановых циклов на быстрых бридерах с урановым бланкетом и быстрых конверторах без уранового бланкета с высококипящим тяжелым теплоносителем; эти перспективные топливные циклы направлены, прежде всего, на долгосрочное решение проблемы топливных ресурсов ядерной энергетике, обеспечение безопасности в быстрых конверторах за счет малого запаса реактивности с исключением быстрого разгона реактора при любых ошибочных действиях или авариях в системе управления реактивностью, создание лучших условий для трансмутации долгоживущих радионуклидов и кардинального решения проблемы радиоактивных отходов без создания специальных реакторов-"сжигателей";

- ториевых циклов с использованием в активных зонах урана-233, обогащенного урана и плутония в реакторах на тепловых нейтронах для расширения запасов исходных природных ядерных материалов.

© В.М.Лебедев, Н.Н.Давиденко, А.И. Архангельская, 1999

* Доклад на X Международной конференции Ядерного общества России (Обнинск, 28 июня-2 июля 1999 г.)



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

Все эти исследования и выводы имеют принципиальное значение для развития будущей крупномасштабной ядерной энергетике, которая, однако, требует значительных ресурсов для своего становления.

Наши исследования имели целью поиск путей накопления необходимых средств на пока еще начальном этапе становления крупномасштабной ядерной энергетике.

Ядерная энергетика развивающегося первого этапа должна обеспечить экономическую и социальную привлекательность. Последняя заключается для большей части потребителей энергии в убежденности безаварийной эксплуатации АЭС. Для специалистов в области ядерной энергетике это означает максимальное повышение безопасности эксплуатации существующих стареющих блоков, в то же время обеспечивая конкурентоспособность ядерной энергии на энергетическом рынке.

Исследуя потенциальные ресурсы урана на основе складских запасов мы исходили из того, что в России вплоть до 90-х гг. эксплуатировалось 13 промышленных урановых реакторов с ежегодным потреблением значительных количеств природного урана. В настоящее время осталось в эксплуатации 3 таких реактора.

Промышленные реакторы выгружают эквивалентное количество слегка обедненного (~0.65% U-235) урана, который после извлечения «военного» плутония на радиохимическом заводе превращается в плав уранилнитрата ($[\text{UO}_2(\text{H}_2\text{O})_6](\text{NO}_3)_2$) - так называемый «плав РС» (РС - регенерированное сырье). «Плав РС» уже в течение длительного времени используется для производства топлива российских АЭС, т.к. содержит значительное количество U-235, которое позволяет его обогащать до энергетических концентраций с приемлемыми затратами и не содержит недопустимые количества технологически опасных изотопов урана (232, 236).

Имеется значительный опыт использования этого сырья для производства топлива АЭС без каких-либо инцидентов при его производстве и эксплуатации. Запасы «плава РС», а также произведенного из него гексафторида урана оцениваются в несколько десятков тысяч тонн в пересчете на природный уран.

Цена его должна определяться только затратами на хранение, так как в свое время все затраты на переработку отработавшего топлива промышленных реакторов были отнесены к произведенному оружейному плутонию.

Для производства «военного» плутония в промышленных реакторах были созданы также значительные запасы природного урана в слитках, который является потенциальным сырьем для производства топлива АЭС. Однако этот уран, на наш взгляд, следует рассматривать в большей степени как стратегический запас, так как он более всего подходит для длительного хранения - высокоплотный компактный материал, не требующий специальной тары. Его запасы также составляют несколько десятков тысяч тонн.

Еще одним значительным ресурсом урана для ядерной энергетике является отвальный уран изотопно-разделительных заводов, накопленный в прошлые годы при использовании газодиффузионной технологии.

Среднее содержание U-235 в этом уране составляет 0,4-0,3%, а современная газоцентрифужная технология позволяет с приемлемыми затратами снизить отвальную концентрацию U-235 до 0,1-0,01%. Запасы отвального урана, накопленного в прошлые годы и пригодного для производства топлива АЭС также насчитывают несколько десятков тысяч тонн. Цену отвального урана, по-видимому, можно считать нулевой, т.к. все затраты в производстве обогащенного урана были



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

ранее отнесены на его стоимость.

Оружейный уран с содержанием U-235 более 90%, безусловно, пригоден для ядерной энергетики. Его запасы оцениваются значительными величинами (судя по публикациям, 1300-1500 т), но 500 т его определено для разбавления до энергетических концентраций (4,4%) и поставки по договору в США.

Для использования этого урана в ядерной энергетике требуется природный или отвалный уран для разбавления в количестве ~12 тыс. т на 500 т оружейного урана и тогда этого количества урана хватило бы для обеспечения атомной энергетики России современного уровня мощности на 25-30 лет.

Но его разбавление до энергетических концентраций обесценивает прошлые затраты на разделительную работу и мы приходим к выводу, что экономически выгоднее его все-таки хранить в качестве стратегического запаса или продавать.

Определенная договором с США цена 780 долл./кг 4,4% урана, полученного из оружейного урана, заметно ниже величин, которые рассчитаны на основе мировых цен на природный уран и на разделительную работу.

Использование оружейного урана для нужд атомной энергетики России в настоящее время нерационально ввиду достаточных мощностей для производства обогащенного урана и низкой себестоимости разделительной работы на газоцентрифужных заводах.

Другие потенциальные виды уранового сырья для производства топлива для АЭС

Ресурсы топлива для АЭС

1. Уран в недрах	Ресурсы ограничены при весьма высоких затратах
2. Уран в виде закиси-оксида	Остаточные запасы (после продажи за рубеж) на складе ограничены.
3. Уран в виде UF ₄ , UF ₆ , UO ₂ , таблеток UO ₂ на складе	Запасы ограничены.
4. Уран в слитках и изделиях	Запасы значительны. Наиболее удобен для длительного хранения с наименьшими затратами.
5. Отвалы изотопно-разделительных заводов прошлых лет	Запасы значительны. Используется в производстве обогащенного урана при газоцентрифужной технологии.
6. Оружейный уран	Запасы значительны. Варианты использования: для длительного хранения в качестве стратегического запаса; продажа за рубеж. Использование для производства топлива АЭС России в настоящее время нерационально ввиду избытка разделительных мощностей и низкой себестоимости разделительной работы.
7. Регенерированный уран от переработки топлива промышленных реакторов ("плав РС")	Запасы значительны и пополняются в результате эксплуатации 3-х промышленных реакторов. Используется в производстве обогащенного урана.
8. Регенерированный уран от переработки топлива реакторов ВВЭР-440, ВМ, БН, ИР на заводе РТ1(комбинат "Маяк")	Накопленные запасы незначительны, переработка ведется в ограниченных масштабах. Существенные ограничения по использованию по изотопам U-232, U-236.
9. Запасы урана в активных зонах реакторов АПЛ, подлежащих утилизации	Потенциальные запасы незначительны.



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

не представляют пока такого значения как перечисленные выше, однако учтены ниже в перечне возможных ресурсов топлива для АЭС.

Что касается производства природной закиси окиси, следует констатировать, что в России практически отсутствуют запасы с высоким содержанием урана (более 1%) и она вынуждена была разрабатывать рудные месторождения со средним содержанием 0,1-0,2% урана, создавая крупные горно-перерабатывающие предприятия с весьма дорогими горными работами на глубоких подземных горизонтах и дорогостоящей переработкой с применением самых эффективных гидрометаллургических технологий.

Цена рудного урана в России существенно выше цен мирового рынка и даже прогнозируя рост цен мирового рынка, вряд ли российский уран будет конкурировать с ураном Канады, Австралии, Африки.

В России также имеются запасы оружейного плутония в неразобранных ядерных боезапасах, в солях, оксидах от переработки топлива промышленных реакторов и энергетического плутония в результате деятельности завода РТ-1.

Оружейный плутоний в настоящее время используется в МОХ-топливе опытных ТВС реакторов БН.

Энергетический (высокофоновый) плутоний предполагается для использования в будущем с созданием дистанционных технологий по изготовлению топлива.

Все затраты топливного цикла АЭС должна нести энергетика, продающая конечную продукцию ядерного топливно-энергетического комплекса.

Но, по-видимому, энергетика не должна быть одна ответственна за предыдущую историю развития.

Так, например, эксплуатация созданных избыточных мощностей по производству топлива при снижении объемов производства приводит к росту затрат, но величина этих затрат не должна снижать способность АЭС успешно конкурировать на энергетическом рынке.

Более того, только большие мощности АЭС, создание которых возможно при высокой конкурентоспособности АЭС, позволят экономически выгодно реализовать замкнутый топливный цикл с вовлечением в него регенерированных энергетических урана и плутония.

В связи с этим, ядерная энергетика России в настоящее время должна быть нацелена на использование наиболее дешевых ресурсов топлива, а это, прежде всего, регенерированный уран от переработки топлива промышленных реакторов и отвалы изотопно-разделительных заводов прошлых лет. Этих запасов достаточно для становления действительно крупномасштабной ядерной энергетике России.

Параллельно должны вестись научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы по созданию безопасных и экономичных технологий по использованию регенерированных энергетических урана и плутония, но большие затраты в промышленную реализацию технологии переработки отработавшего топлива и эксплуатацию заводов РТ будут оправданы лишь при стабильной нагрузке достаточно большого радиохимического завода, каким должен быть завод РТ-2 (т.е. при масштабах переработки 1000-1500 т урана в год, что соответствует мощности АЭС ~60-90 гВт/эл.).

На наш взгляд, практическая реализация замкнутого топливного цикла АЭС должна решаться на базе комплексных универсальных производств по переработке

 **ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ**

всех видов используемого топлива и по изготовлению топлива из различных видов сырья, что требует создания надежных дистанционных технологий на стадиях обработки регенерированных ядерных материалов.

При этом чрезвычайно важно не допустить уже на стадии отработки технологий загрязнения оборудования опасными изотопами, прежде всего, U-232 и продуктами его распада вышедшего допустимого уровня.

При скудном бюджетном финансировании атомные электростанции России не в состоянии оплатить строительство большого перерабатывающего завода, стоимость которого в настоящее время составляет не менее 2-3 млрд. долл. Необходимо привлечение средств возможных зарубежных заказчиков услуг на переработку топлива, а для этого нужны контракты с реализацией принципа «платит потребитель», как это было сделано при строительстве больших радиохимических заводов во Франции и Англии с накоплением средств за будущую переработку.

Но, по-видимому, реализация этого принципа в настоящее время в России весьма затруднена.

Замкнутый топливный цикл АЭС позволяет наиболее надежно решать экологические проблемы использования ядерного топлива, реализуя задачи фракционирования и кондиционирования радиоактивных отходов. Решение этих задач опять же под силу крупномасштабной ядерной энергетике, а для этого она должна быть надежной и экономически привлекательной.

Устойчивая сырьевая база будущей крупномасштабной ядерной энергетике обеспечивается комбинацией в ее структуре тепловых и быстрых реакторов с использованием как уранового, так и смешанного (MOX) уран-плутониевого топлива в замкнутом цикле. Для ее создания нужны средства, которые могут быть получены при снижении затрат на производство энергии, в том числе и затрат на топливо.

Использование уран-ториевого топливного цикла требует, на наш взгляд, еще больших затрат, связанных с необходимостью создания новой сырьевой базы и применения дорогостоящих дистанционных технологий на всех звеньях цикла, где присутствует воспроизведенный из тория уран, в значительно большей степени загрязненный опасными изотопами (U-232, U-236).

Суммируя вышеизложенное, можно сделать следующие выводы:

1. В настоящее время основным сырьем для производства топлива АЭС является природный уран.

В России цена основного поставщика - Приаргуньского горно-химического комбината (ПГХК = АОТ «ПГХО») составляет 44,5 долл./кг U_3O_8 (37,5 долл./кг U_3O_8 - после проведенных в последние годы организационно-технических мероприятий).

Складские запасы в значительной степени исчерпаны поставками на мировой рынок.

Остатки их оцениваются 3-5-летними потребностями АЭС России.

Производство на ПГХК составляет 2-2,5 тыс. т U_3O_8 /год с перспективой увеличения объемов до 3,5-4 тыс. т U_3O_8 /год.

Ведутся работы по расширению производственной базы получения природного урана из минерального сырья до 10-12 тыс. т/год в ближайшие 10 лет.



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

Учитывая, что освоение новых месторождений так же, как и расширение производства на ПГХК требуют значительных финансовых, ресурсных и временных затрат, реализация этого направления в обеспечении топливом АЭС России неподъемна для экономики страны в ближайшие 10-20 лет.

Кроме того, следует учитывать, что в заключаемых в настоящее время контрактах на поставки природного урана цена его не превышает 20-25 долл./кг U_3O_8 , что вдвое ниже, чем на ПГХК и, по-видимому, ниже цен для новых российских месторождений урана.

Из природных источников урана наиболее реальной при достижении договоренности представляется сырьевая база Казахстана, но она в настоящее время находится под пристальным вниманием западных монополистов, прежде всего, канадской фирмы «Камеко».

Поддержание и развитие сырьевой минеральной базы России, по-видимому, необходимо для обеспечения будущей крупномасштабной ядерной энергетики, но при этом высокие цены на рудную закись-окись урана должны компенсироваться низкой ценой за разделение изотопов урана.

2. При анализе возможных ресурсов урана для обеспечения атомной энергетики России наиболее подходит, так называемое, сырье «РС» - уран, полученный после переработки топлива промышленных ядерных реакторов. Этот уран, вследствие малых глубин выгорания, содержит достаточно много изотопа U-235 (~0,65%) и приемлемое с точки зрения замыкания в топливном цикле АЭС содержание технологически опасных радиоактивных продуктов деления.

Имеется значительный опыт использования этого сырья для производства топлива АЭС без каких-либо инцидентов при его производстве и эксплуатации.

Возможные ресурсы сырья «РС», его складские запасы в десятки раз превышают складские запасы природной закиси-окиси урана.

Кроме того, в результате оставшихся в эксплуатации трех промышленных реакторов с использованием ранее накопленного металлического урана количество сырья «РС» прирастает ~ на 3 тыс. т/год, что соответствует ежегодной потребности в уране АЭС России.

3. Существенным ресурсом топлива для АЭС являются отвалы прошлых лет изотопно-разделительных заводов. Среднее содержание U-235 в отвалах прошлых лет ~ 0,3%.

При современном отвале 0,1-0,01% этих запасов, по-видимому, хватит для обеспечения современного уровня мощности АЭС России на 15-20 лет.

4. В настоящее время, вероятно, не следует рассматривать в качестве заметной доли сырья для топлива АЭС России регенерированное топливо от переработки облученного топлива АЭС, т.к. масштабы его переработки весьма незначительны (не более 5% потребностей).

В то же время, в качестве стратегической задачи обеспечения жизнеспособности атомной энергетики, ее конкурентоспособности и меньшей экологической опасности необходимо рассматривать ее будущее развитие в замкнутом ядерном топливном цикле, однако следует учитывать, что для изготовления топлива АЭС из регенерированных материалов необходимы специально подготовленные производства со всеми ограничениями и биологической защитой, определенными и принятыми для радиохимических производств.



5. Накопленные запасы металлического природного урана целесообразно рассматривать как потенциальное сырье для топлива АЭС, т.к. хранение урана в слитках требует меньших затрат, чем хранение урана в химических соединениях, и этот уран можно рассматривать в качестве стратегического резерва.

6. Оружейный уран. Его разбавление до энергетических концентраций U-235 обесценивает прошлые затраты на разделительную работу.

Запасы оружейного урана в перерасчете на природный уран значительны (50-70 лет для АЭС России настоящего уровня мощности).

Для разбавления его до энергетических концентраций требуется количество природного урана, эквивалентное потребности АЭС России ~ на 15 лет.

В настоящее время накопленных отвалов изотопно-разделительных заводов (0,4-0,3% U-235) и новых отвалов (0,1-0,01% U-235) для целей разбавления потребуется меньше и возможности для разбавления оружейного урана обеспечиваются отвальным ураном без добычи природного урана из минерального сырья.

Имеющиеся в России значительные мощности по разделению изотопов урана и низкие цены за разделительную работу делают непривлекательным, с точки зрения экономики, использование оружейного урана для топлива АЭС России.

7. Запасы, возможности и долгосрочные перспективы использования военного и энергетического плутония в атомной энергетике России здесь не рассматриваются ввиду отсутствия производственной базы для изготовления смешанного уран-плутониевого топлива (МОХ).

Однако еще раз следует заметить, что вовлечение плутония в атомную энергетику как на быстрых, так и на тепловых реакторах необходимо рассматривать как главную стратегическую задачу обеспечения жизнеспособности атомной энергетики на длительную перспективу.

Поступила в редакцию 28.05.99.

Я Д Е Р Н Ы Е В Е С Т И И З П А У Т И Н Ы

Материалы агентства NucNet (апрель – май 1999 г.)

(<http://www.aey.ch/nucnet>)

- МАГАТЭ подвело итоги 1998 г. для ядерной отрасли. На 1 января 1999 г. в мире функционировало 434 энергетических реактора, что на 3 меньше, чем год назад. В прошлом году закрылось 5 реакторов: 3 в США, старейший японский реактор и, к общему сожалению, “Суперфеникс”. Работа двух реакторов в Канаде “приостановлена”. В то же время, 4 реактора приступили к работе: 3 в Южной Корее и 1 в Словакии. В Интернете этот отчет МАГАТЭ доступен по адресу <http://www.iaea.or.at/worldatom/inforesource/pressrelease/98table.html>.
- Завершился уже четвертый рейс по доставке переработанных отходов из Франции в Японию для окончательного захоронения. Судно “Пасифик Сван” вышло из Шербура 25 февраля и прибыло в японский порт Муцу-Огавара в начале апреля. В отличие от предыдущих рейсов, это плавание было спокойным и почти не сопровождалось протестами экологов.
- Китай объявил о снижении темпов развития ядерной энергетики. Так, в течение следующих трех лет не будет начато ни одного нового ядерного проекта. Официально это объясняется снижением потребности в энергии, в частности, из-за азиатского кризиса. Тем не менее, в следующем пятилетнем плане не предвидится никакого сокращения уже начавшихся проектов, касающихся строительства 8 новых блоков: 2 PWR местной постройки, 2 ВВЭР, 2 французских PWR и 2 канадских CANDU.
- Капитаны атомной отрасли Германии резко критикуют антиядерную позицию своего правительства, в частности, министра экологии, и добиваются “консенсуса”.
- Правительство Чехии высказалось за завершение строительства АЭС “Темелин” с двумя российскими реакторами ВВЭР-1000. Первый блок должен начать коммерческую работу в мае 2001 г. Возобновились также российско-кубинские переговоры по АЭС “Хурагуа”. И Минатом РФ, и кубинцы выражают оптимизм по поводу возобновления этого проекта, но не уточняют, кто и как будет данный проект финансировать.
- В Финляндии продолжается активное обсуждение вопроса о строительстве новых АЭС.

Грустные шутки 1 апреля

Шведские атомщики были приятно поражены, прочитав заметку в газете деловых кругов “Дагенс индустри” о том, что ЮНЕСКО выступил против закрытия АЭС “Барсебек” и включил ее в список культурных памятников человечества, приравняв АЭС к индийскому Тадж-Махалу. Увы, это оказалось не более, чем первоапрельским розыгрышем. А жаль, ведь мир мог бы действительно стать богаче от такого решения, резюмирует агентство в своем сообщении от 13 апреля.

Новости от Курчатовского центра

(<http://www.kiae.ru/rus/new/nti/novosti.htm>)

Март 1999 г. Будущее атомных ледоколов в России обсуждалось на совещании в Мурманске с участием министров транспорта и атомной энергии. Решено начать разработку двух новых типов судов. Предполагается, что за основу одного из них — универсального судна, способного прокладывать путь как в открытое море, так и на сибирской реке, — будет взят существующий ныне атомный ледокол “Таймыр” (мощность 45 МВт). Второй ледокол будет оборудован двухреакторной установкой и мощность его вдвое больше — 90 МВт, что позволит преодолевать льды толщиной более 3 м. Стоимость первого из проектов оценивается в 200 млн. долл.

20 лет назад произошла авария на “Три-Майл Айленд-1”. На узле помещен краткий русский перевод обзора, подготовленного NEI и владельцами TMI-1.

На 6% упало производство урана в западном мире в прошлом году.

На Тайване дан зеленый свет строительству 4 АЭС. АЭС “Лунгмен” (Lungmen) будет состоять из двух блоков с современными реакторами ABWR-1350. Первый блок войдет в строй в 2004 г., второй — на год позже.

Новинка ядерной паутины

<http://www.uilondon.org/coreissues/> - журнал лондонского Уранового Института теперь доступен в сети. В первом сетевом номере помещена, в частности, статья о “наиболее удаленной АЭС мира” — Билибинской АЭС.

АНАЛИЗ ПРОБЛЕМЫ СМЕНЫ ДАТ ДЛЯ ЭНЕРГОБЛОКОВ ВВЭР-1000

А. Ю. Проходцев

Южно-Украинская атомная электростанция, Украина



Рассмотрена проблема смены дат с 31.12.99 на 01.01.2000 и ее влияние на безопасность АЭС с реакторами ВВЭР-1000. Проведен анализ программного обеспечения качественной оценки опасностей от возникновения дата-зависимых сбоев. Количественная оценка значимости ошибок персонала выполнена с использованием расчетного кода SAPHIRE Ver.6.59.

ВВЕДЕНИЕ

Проблема перехода от календарных дат с 31.12.1999 на 01.01.2000 (всеобщее принятое название - Y2K) может привести к отказам или некорректной работе программного обеспечения (ПО). Ниже приведены лишь некоторые причины возникновения проблемы Y2K:

- **некорректное вычисление интервалов времени** при использовании только двух цифр при хранении дат. Например, с 1 января 1980 г. (01/01/80) по 31 декабря 1999 г. (31/12/99) пройдет 19 лет ($99-80=19$), а по 1 января 2000 (01/01/00) пройдет минус 80 ($00-80=-80$) лет. Некорректное вычисление интервалов времени **приводит к прекращению выполнения программ**, запускаемых по истечении интервалов времени.

- Некоторые программы хранят текущий год как приращение лет, прошедших от начальной точки, в качестве которой выбран определенный год. При этом приращение лет не может превышать определенного числа. Например, если в качестве начальной точки выбран 1980 год, а приращение лет не может превышать 15-ти, то программы корректно вычисляют даты до 31 декабря 1995 г. Такой **некорректный алгоритм вычисления дат** реализован в программах:

- служб времени ВМПО СКР "Хортица" (начальная точка 1980 г., максимальное приращение 15 лет);
- служб времени ПО "Вулкан-ИВК" (начальная точка 1900 г., максимальное приращение 135 лет);
- служб архивизации ПО "Вулкан-ИВК" (начальная точка 1980 г., максимальное приращение 63 года).

АНАЛИЗ ПРОБЛЕМЫ ДЛЯ ЭНЕРГОБЛОКА ВВЭР-1000

Согласно информационным письмам Администрации ядерного регулирования Украины, анализ уязвимости энергоблоков к проблеме Y2K должен быть проведен до окончания ППР-99. На основании предоставленных данных будет приниматься решение о выдаче разрешения на пуск энергоблоков после ремонта. Для обоснования безопасно-

сти работы АЭС в условиях перехода на новое тысячелетие будут проведены эксперименты на остановленном оборудовании. Предварительные исследования уже дали ряд результатов, но следует признать ограниченность возможностей АЭС для такого рода работ. В условиях экономии средств привлечение высококвалифицированных специализированных подрядчиков для полнофункционального анализа и исправления ошибок невозможно. Очевидно, если АЭС не найдет спонсоров по данному направлению, ей придется самостоятельно выходить из положения.

Для энергоблока ВВЭР-1000, к которым относится блок №1 ЮУАЭС предварительно было изучено программное обеспечение и проведена качественная оценка опасностей от возникновения различного рода дата-зависимых сбоев. Применены как экспертные оценки, так и некоторые подтверждающие эксперименты. Полученные результаты представлены в табл.1.

Отметим, что ни одна из рассмотренных в Табл.1 систем не оказывает прямого управляющего воздействия на энергоблок, поэтому отказ любой из них не может вызвать исходное событие для аварии или нежелательный переходной процесс на энергоблоке. Однако, следует оценить косвенное влияние на безопасность систем поддержки операторов.

С учетом вышеприведенной таблицы ясно, что существует проблема оперативного отображения информации на мониторах АРМ "Хортица", "Уран-2М", "Титан-2". Если допустить, что в результате нестабильности в работе из-за перехода на 2000 г. ИВС станет недоступной, т.е. не будет отображаться информация о состоянии и параметрах энергоблока на БЩУ, или будет неверная информация, то риск при возникновении аварийных процессов следует оценивать с учетом деградации ИВС.

Появление сюрпризов в виде опасных переходных процессов, таких, например, как потеря электроснабжения в преддверии нового года вполне возможно по многим при-

Таблица 1

Результаты наблюдений за правильностью функционирования ПО в 2000 г.

Основные функции	Наименование комплексов программ									
	ОС СМ-2М	ОС IBM-PC	КП "Комплекс Уран-2М"	ВМГО СКР "Хортица"	КП "Комплекс Титан-2"	КП по расчету "ТЭП"	КП по контролю ВХР	АРМ "Уран-2М"	АРМ "Хортица"	АРМ "Титан-2"
Оперативный сбор информации	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Обработка информации	-	-	-	2,3	-	-	-	-	-	-
Оперативное отображение информации на мониторах	-	-	-	1	-	-	-	1	1	1
Архивация информации	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-
Представление информации на твердых копиях	-	-	1	1	1,3	1	-	1	1	1
Передача информации в вышестоящие системы	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Взаимодействие с оператором ЭВМ	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-

- - некорректности отсутствуют; 1- некорректное представление дат; 2- некорректное вычисление интервалов времени; 3- некорректный алгоритм вычисления дат.

чинам. Некоторые из них, такие как внешние пожары и потеря внешнего электропитания, могут лежать вне сферы влияния АЭС. Следовательно, надо добавить к этому высокий уровень стресса у оператора и недостоверность информации получаемой им вследствие выхода из строя ИВС при переходе в новое тысячелетие. Поэтому становится очевидным, что возможные последствия должны быть изучены заранее. Это позволило бы провести необходимое противоаварийное планирование.

АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ ЭНЕРГОБЛОКА ЮУАЭС

Для одного из энергоблоков ЮУАЭС проведена работа по углубленному анализу безопасности (проект SUSA - *South Ukraine Safety Analysis*). Хотя полученные данные не являются окончательными, возможна разработка подхода к анализу специфичных проблем безопасности и, в том числе, «проблемы 2000 г.» на базе полученных материалов по вероятностному анализу безопасности. При условии предварительно проведенного ВАБ на АЭС уже имеются некоторые исходные данные, которые подробно характеризуют системы АЭС. Эти данные включают как описания систем и межсистемных связей, так и количественные характеристики надежности оборудования, а также логико-вероятностные схемы.

Необходим расчет значимости действий персонала, попадающих под влияние искажений информации с ИВС. Это позволит отсеять незначительные проблемы и сосредоточиться на устранении наиболее опасных ошибок. Сгруппировав по влиянию на безопасность ошибки персонала, можно отбросить те из групп, которые либо в силу чрезвычайно малой вероятности возникновения, либо из-за логической структуры системы малозначительны. Для исключения наиболее весомых групп ошибок могут быть проведены тренировки оперативного персонала.

С другой стороны, необходимо удовлетворить требованиям Администрации ядерного регулирования по устранению проблемы Y2K. Если результаты углубленного анализа безопасности будут приняты для ЮУАЭС, тогда, очевидно, АЯР согласится и с выводами, которые будут прямо следовать из этого анализа.

Ниже даны несколько примеров из количественного анализа значимости. Специально взяты данные из разных по значимости групп. Полные результаты расчетов удобнее анализировать в виде гистограмм или графиков. Автор использовал для обработки данных средства, предоставляемые пакетом MS Access 97. Расчет значимости выполнен с использованием расчетного кода SAPHIRE Ver.6.59.

Количественная оценка значимости заключалась в определении следующих мер значимости:

$I_{FV}(X)$ - значимость по Фусселю-Веселю (*Fussell-Vesely*) - определение относительного вклада в частоту повреждения активной зоны (ЧПАЗ) какого-либо события по формуле:

$$I_{FV}(X) = CDF(X)/CDF = \{CDF - CDF(X=0)\} / CDF,$$

где $CDF(X)$ - сумма вкладчиков в ЧПАЗ, содержащих событие X , CDF - суммарная ЧПАЗ.

$I_B(X)$ - значимость по Бирнбауму (*Birnbaum's structural importance*) - определение вероятности того, что система откажет при отказе элемента X (возникновение события X) по формуле:

$$I_B(X) = P_C(X=1) - P_C(X=0),$$

где $P_C(X=1)$ - вероятность отказа системы при условии, что событие X произошло; $P_C(X=0)$ - вероятность отказа системы при условии, что событие X не произошло.

Значимость по Бирнбауму имеет физический смысл только тогда, если она оценивается по отношению к системам или функциям безопасности. Следует отметить, что значимость по Бирнбауму зависит только от конфигурации системы и не принимает в рас-

чет реальные надежностные характеристики оборудования.

$I_{RA}(X)$ - значимость повышения риска (risk achievement) показывает, во сколько раз возрастет риск вследствие отказа компонента. Определяется как отношение ЧПАЗ при условии возникновения события X к ЧПАЗ. В математическом виде:

$$I_{RA}(X) = CDF(X=1) / CDF.$$

$I_{RR}(X)$ - значимость снижения риска (risk reduction) показывает, во сколько раз снизится риск вследствие повышения надежности компонента до абсолютной. Определяется как отношение ЧПАЗ к ЧПАЗ при условии, что событие X (отказ компонента) не произошло. В математическом виде:

$$I_{RR}(X) = CDF / CDF(X=0).$$

Некоторые результаты расчетов приведены в табл.2.

Действие, стоящее первым в табл 2: "Организация подпитки парогенераторов от си-

Таблица 2

Действия персонала, зависящие от информации с ИВС

Вид действия	Индикация на БЩУ	Вероятность ошибки персонала	I_{FV}	I_B	I_{RA}	I_{RR}
(В-1 ОА-Т32ЕFWD) "Организация подпитки парогенераторов от системы аварийной питательной воды" при возникновении ИСА "Средняя течь из I контура во второй по ПГ"						
Распознавание, диагностика, принятие решения	1. ↓ "Н" в ПГ по приборам на оперативной панели БЩУ и ИВС. 2. ↑ РУО. 3. Работа блокировки на включение ВПЭН по факту снижения уровня в ПГ. 4. Невключение ВПЭН.	4,23E-04	3,085E-02	1,273E-2	7,356E+01	5,4E-6
(В-1 ОА-Т31ЕFWD) "Организация подпитки парогенераторов от системы аварийной питательной воды" при возникновении ИСА "Переходные процессы, ведущие к срабатыванию АЗ"						
Распознавание, диагностика, принятие решения	1. ↓ "Н" в ПГ по приборам на оперативной панели БЩУ и ИВС. 2. ↑ РУО. 3. Работа блокировки на включение ВПЭН по факту ↓ "Н" в ПГ. 4. Невключение ВПЭН.	4,23E-04	1,356E-02	5,6E-3	3,302E+01	2,37E-6
(М-1 ОА-Т42НРГТD) "Перевод насосов системы САОЗ ВД в режим работы по линии рециркуляции" при возникновении ИСА "Средняя течь из I контура во II по ПГ"						
Распознавание, диагностика, принятие решения	1. Наличие стояночной концентрации бора в теплоносителе 1 контура по боромерам (оперативная панель БЩУ); 2. Устойчивый рост "Н" в КО (панель 4П); 3. Сигнализац. повышения "Н" в КО до 9.1 м (ЭЛИ ИВС)	1,00E-04	1,425E-04	2,498E-4	2,424E+00	2,5E-8
(D-3 ОА-Т2LPICD) "Организация долговременного отвода тепла по I контуру в случае неизоляции ПГ по питательной воде" при возникновении ИСА "Полная потеря основной питательной воды в результате течи линии подпитки ПГ"						
Распознавание, диагностика, принятие решения	1. Резкое ↓ "Н" в ПГ с базой 4000мм (панели 11П, 12П БЩУ или ИВС) и потеря информации об уровне или резкое максимальное ↑ показаний уровня в этом же ПГ из-за выкипания уравнильных сосудов с базой 1000 мм. (панели 10П и 10ПМ БЩУ или ИВС); 2. Сочетание резкого ↑ "Q" пит. воды (панели 12П и 17П БЩУ или ИВС) и мгновенной потери "Q" пара по одному ПГ (панель 17П БЩУ или ИВС) на фоне резкого ↓ "Q" пара и "Q" пит. воды остальных ПГ. 3. ↓ "Т" теплоносителя 1 контура аварийной петли; 4. Шум и запаривание в машзале	1,31E-04	6,843E-06	9,156E-6	1,052 E+00	1,2E-9

стемы аварийной питательной воды” при возникновении ИСА « Средняя течь из I контура во II по ПГ» можно отнести к имеющим большую значимость для безопасного выхода из аварийной ситуации. Ошибка при его выполнении будет означать повышение частоты плавления активной зоны в 74 раза, в соответствии с критерием значимости повышения риска I_{RA} .

В это же время нижнее из действий: “Организация долговременного отвода тепла по I контуру в случае неизоляции ПГ по питательной воде” при возникновении ИСА «Полная потеря основной питательной воды в результате течи линии подпитки ПГ» оказывает пренебрежимо малое влияние на безопасность эксплуатации АЭС в этих условиях.

Данный способ по классификации МАГАТЭ [2] относится к способам “непрямого решения проблемы” и может применяться для снижения затрат при проведении комплекса работ, направленных на устранение “проблемы 2000 г.”.

ВЫВОДЫ

- Существует потенциальный риск, представляющий собой увеличение частоты повреждения активной зоны в сравнении с текущим значением, возникающий вследствие ошибок программного обеспечения, объединяемых понятием “проблема Y2K”.
- В целом естественно выглядит проявление того факта, что увеличение риска тем больше, чем выше риск от ИСА. Это позволяет ограничить спектр ИСА кругом доминантных ИСА, чей суммарный риск составляет более 90% общего.
- Ошибки программного обеспечения не оказывают прямого влияния на возникновение и развитие аварий. Могут оцениваться только косвенные влияния.
- Результатом применения методов углубленного анализа безопасности станут противоаварийные процедуры, которые могут быть систематизированы и адаптированы на отраслевом уровне для однотипных энергоблоков.

Список литературы

1. Анализ надежности персонала // Проект углубленной оценки безопасности энергоблока №1 Южно-Украинской АЭС. – Южноукраинск, 1998.
2. Руководство по достижению готовности к «проблеме 2000 г.». – Вена: МАГАТЭ, 1998.
3. Количественная оценка, анализ неопределенности и чувствительности // Проект углубленной оценки безопасности энергоблока №1 Южно-Украинской АЭС. – Южноукраинск, 1998.

Поступила в редакцию 27.05.99.



УДК 621.039.566

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ ЭГП-6 БИЛИБИНСКОЙ АЭС*

И.С. Акимов*, А.А. Дементьев*, Ф.Т. Тухветов**

* *Билибинская АЭС*

** *ВНИИАЭС, г. Москва*



Кратко описаны основные изменения реакторов ЭГП-6 Билибинской АЭС, реализованные в течение ее 25-летней эксплуатации. Среди них:

- переход с использования металлического топлива (уран-молибденовый сплав) на оксидное;
- замена каналов охлаждения стержней СУЗ на каналы новой конструкции, содержащие меньшее количество воды, что привело к улучшению нейтронно-физических характеристик активной зоны, в частности к уменьшению изменения реактивности в случае проектной аварии, приводящей к удалению воды из этих каналов;
- замена приводов у 10 стержней РР на привода типа РС-А3, что позволило использовать эти стержни и как стержни РР, и как стержни АЗ; теперь 8 стержней АЗ и 10 стержней РР с приводами типа РС-А3 обеспечивают как гашение цепной реакции (в том числе и в случае исчезновения электропитания приводов), так и удерживание реакторов в подкритическом состоянии в течение сколь угодно долгого времени после срабатывания АЗ.

Кроме того, рассматривается влияние облучения на деформацию графитовых блоков кладки реакторов ЭГП-6, влияние загрязненности материалов активной зоны реактора актиноидами на функционирование системы КГО твэл, сообщается об используемой на станции процедуре поиска малых течей воды в пределах активной зоны реактора.

Перечисляются также разработанные на станции для расчетного обеспечения эксплуатации реакторов программы для ЭВМ, для иллюстрации приводятся данные по расчету ~80 критических состояний реакторов.

В декабре 1998 г. исполнилось 25 лет со времени физического, а в январе нынешнего года - со времени энергетического пуска реактора ЭГП-6 первого блока Билибинской АЭС. Следующие три блока вводились последовательно с интервалом один год. Реакторы – уран-графитовые, ТВС, как и в реакторе Обнинской АЭС, являются одновременно и каналами охлаждения твэлов. Твэлы имеют кольцевую форму и охлаждаются кипящей водой, циркуляция теплоносителя в ОЦК - естественная.

Использование топлива. Реакторы работают в режиме частичных перегрузок топлива. За время эксплуатации, как и в реакторе Обнинской АЭС, осуществлен

© *И.С. Акимов, А.А. Дементьев, Ф.Т. Тухветов, 1999*

* *Доклад на X Международной конференции Ядерного общества России (Обнинск, 28 июня-2 июля 1999 г.)*



полный переход с использования в твэлах ТВС топливной композиции из уран-молибденового сплава (U-Mo), диспергированного в магниевой матрице, на использование твэлов с топливной композицией из крупки диоксида урана (UO₂), также диспергированной в магниевой матрице. Предварительные испытания твэлы такого типа прошли в реакторе Обнинской АЭС[1]. Перевод реакторов ЭГП-6 на это топливо начат в 1982 г. (загружены 16 ТВС опытной партии), завершён в 1992 г. (выгружены из реакторов последние ТВС с топливом на основе U-Mo). Замена топлива позволила повысить энерговыработку ТВС и, соответственно, экономичность работы станции. Особое внимание было уделено обоснованию сохранения парового коэффициента реактивности в отрицательной области значений при увеличении энерговыработки ТВС[2].

В последние годы из-за падения энергопотребления в Чаун-Билибинской энергосистеме многие ТВС не могут достичь проектной энерговыработки. Они выгружаются по другому критерию: непревышение 7-летнего календарного срока службы в реакторе. В связи с этим ведутся работы по обоснованию возможности увеличить этот предел до 10 лет, для чего проводятся реакторные испытания группы ТВС.

Замена каналов охлаждения стержней СУЗ. В связи с исчерпанием ресурса каналов охлаждения стержней СУЗ (ниже будут называться «каналы СУЗ») планировалась их замена на новые. Стремление уменьшить положительный эффект реактивности, проявляющийся при обезвоживании каналов СУЗ, привело к разработке каналов СУЗ новой конструкции, содержащих в 1.5 раза меньше стали и воды (шесть трубок охлаждения заменены на такие же четыре). В ноябре 1992 г. в реактор блока 1 были установлены три таких канала для проведения испытаний. После их успешного завершения проведена замена всех каналов СУЗ на каналы СУЗ новой конструкции в реакторах всех четырех блоков.

Обоснована необходимость такой замены ГНЦ РФ-ФЭИ.

Оснащение стержней РР приводами типа РС-АЗ. В течение 1995-96гг. у десяти стержней ручного регулирования (РР) каждого из четырех реакторов станции проведена замена приводов на приводы типа РС-АЗ, обеспечивающие ввод стержней в активную зону даже при исчезновении электропитания. После этой замены аварийная защита первого рода (АЗ-1) переводит реактор в подкритическое состояние путем автоматического ввода в активную зону 8 стержней АЗ, 10 стержней РС-АЗ и 4 стержней АР. При исчезновении электропитания приводов стержней СУЗ в активную зону вводятся 8 стержней АЗ и 10 стержней РС-АЗ. Этого, как подтверждено расчетами ГНЦ РФ-ФЭИ, а также измерениями на реакторах БиАЭС[3], достаточно для длительного удержания реактора в подкритическом состоянии.

Деформация графитовой кладки. Систематические измерения геометрических размеров отверстий в ячейках графитовой кладки и кривизны столбов кладки проводились с 1987 г.[4]. Выявлено, что с повышением флюенса быстрых нейтронов наибольшее уменьшение диаметра отверстия в ячейках кладки происходило в области расположения кольцевых торцевых выступов блоков графита (расположены в верхней части блока). Для блоков, двумя гранями примыкающих к ячейкам каналов СУЗ, кольцевой выступ в горизонтальном сечении приобретает форму эллипса (из-за неосесимметричного облучения). В этом случае уменьшение «диаметра» отверстия наибольшее, причем максимальная деформация кольцевого выступа реализуется в направлении «на каналы СУЗ», а в направлении ему перпендикулярном деформация этих выступов имеет даже противоположный знак (т.е. "диаметр" увеличивается).



Уже в 1990 г. анализ измерений и прогноз уменьшения диаметра показали, что без срочных действий по восстановлению диаметра ячеек не обойтись. Но самое простое решение - остановить реактор, выгрузить все ТВС, провести восстановление диаметра отверстий в каждой ячейке и снова загрузить ТВС для реакторов БиАЭС было неприемлемым. Причина в том, что проектом не предусмотрена загрузка облученных ТВС в реактор, поэтому и перегрузочная установка предназначена только для выгрузки ТВС из реактора, использование ее для загрузки облученного топлива потребовало бы определенных ее усовершенствований. Кроме того, не хотелось изменять условия эксплуатации ТВС, при которых получен уникальный результат - ни одного выхода из строя ТВС за все время эксплуатации станции. Поэтому было принято решение усовершенствовать процедуру планирования частичных перегрузок ТВС с тем, чтобы в ней учитывались прогнозные данные об уменьшении диаметра в ячейках. Своевременность принятия такого решения позволила преодолеть возникшую проблему, не меня технологию ведения перегрузки ТВС. При этом экономические потери, возникшие из-за необходимости досрочного извлечения нескольких ТВС при проведении плановых частичных перегрузок реакторов, оказались небольшими. К настоящему времени во время плановых перегрузок реакторов восстановлен диаметр практически во всех ячейках (в 1050 из общего количества 1092). Восстановление проводилось с применением режущего калибровочного инструмента. Прогноз показывает, что проблем с извлечением ТВС из ячеек, оставшихся с невосстановленным пока диаметром, при очередных перегрузках ТВС не возникнет. Но к процедуре повторного восстановления диаметра придется прибегать, т.к. тенденция к уменьшению размеров отверстия в ячейках кладки сохраняется.

Отклонение оси ячеек кладки от вертикали не превышает установленного предела 25мм. Вместе с тем, отмечено значительное влияние на результаты измерений кривизны штанги, являющейся частью измерительной системы. Для исключения этого влияния измерения проводятся дважды, причем азимутальная ориентация штанги относительно ячейки реактора в этих двух измерениях отличается на 180° .

Влияние примесей актиноидов в материалах активной зоны реактора на КГО ТВЭЛ. Совершенствование обработки данных системы КГО ТВЭЛ «Алней», которое удалось осуществить после организации ввода данных системы КГО ТВЭЛ непосредственно в ЭВМ, позволило выявить аномальность показаний для пяти центральных ячеек каждого реактора [5]. Причиной этого оказалась загрязненность таблеток окиси бериллия, загруженных при монтаже графитовой кладки каждого реактора в целях обеспечения контролируемости вывода реакторов в критическое состояние, торием. Таблетки размещены в девяти центральных ячейках кладки в центральной по высоте части активной зоны, в пяти из них размещаются ТВС, в остальных каналы СУЗ. Всего в каждый реактор загружено около 70 кг окиси бериллия. Весовое содержание примеси по данным выработанного на станции нейтронно-активационного анализа оставшихся незагруженными таблеток составляет $\sim 10^{-2}\%$. Проявить себя эта примесь могла только после накопления в ней U^{233} , а попаданию газообразных осколков деления в отбираемый системой КГО ТВЭЛ газ способствовала накопившаяся деформация графитовых блоков с таблетками BeO . В результате проведенной работы были внесены изменения в процедуру анализа данных КГО ТВЭЛ для центральных ячеек реакторов.

Организация поиска малых течей ТВС или каналов СУЗ. За время эксплуатации реакторов ЭГП-6 был обнаружен только один случай поступления воды в графит-

ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

товую кладку реактора. Это произошло на реакторе блока 2 в 1988 г. Величина течи по количеству конденсата, накапливаемого в теплообменнике газового контура, оценивалась в ~1.5 л/сут. Гамма-спектрометрический анализ этой воды не выявлял характерных для ОЦК нуклидов, тем не менее, после исключения всех других возможных источников поступления воды в газовый контур реактора решено было произвести поиск расположения течи в пределах активной зоны и применить систему КГО твэл (без подачи напряжения на камеры осаждения и измерительный тракты), используя лишь предоставляемую этой системой возможность отбора газа из любой ТВС реактора. Влага из отбираемого газа конденсировалась и ее объем измерялся. Малая величина течи потребовала длительного (0.5-2ч) времени отбора на каждой позиции датчиков «Алней». После нанесения полученных данных на картограмму выяснилось, что наибольшее количество влаги отбиралось из ТВС, расположенных по соседству с каналом СУЗ 06-06. Через тросопровод стержня СУЗ, путем временного изменения схемы отбора газа была сконденсирована влага из канала СУЗ 06-06. Выводы о наличии в нем течи подтвердились, реактор был остановлен, канал СУЗ извлечен и заменен на новый. В последующем было установлено, что течь находится в верхней части канала, в области соединения трубок с верхней трубной доской канала.

На основе полученного опыта поиска течи были установлены дополнительные устройства, позволяющие обнаружить появление небольшого количества влаги в газовом контуре (при обходах реакторного оборудования), а в соответствующих инструкциях описаны процедуры поиска источника появления влаги.

Свищи в местах присоединения подводящих или отводящих трактов к ТВС наблюдались 4 раза. Один раз причиной было появление трещины на накидной гайке, потребовался экстренный останов и расхолаживание реактора. ТВС из профилактических соображений была заменена. Три раза причиной была некачественная затяжка накидных гаек, обнаружены эти течи были с помощью γ -спектрометрии фильтров на байпасе соответствующей вентиляционной системы. А оценить величину течи помогает присутствие среди продуктов коррозии в ОЦК реакторов БиАЭС

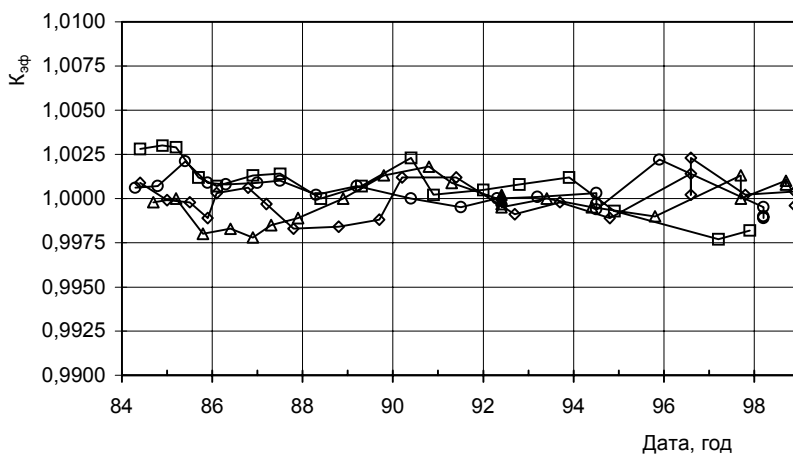


Рис.1. Расчетные значения Кэф для различных критических состояний реакторов БиАЭС:

□, ◇, △, ▽ - блоки 1,2,3,4 соответственно



нуклида As^{76} , который не отводится вместе с конденсатом в холодильнике перед фильтром (как это происходит с Na^{24} , Mo^{99}), а весь попадает на фильтр. Течи были от 1 до 10 л/мин. ТВС не заменялись.

Происхождение газообразных продуктов деления в эжекторном газе турбин.

При проведении γ -спектрометрического анализа проб газа, отобранного из выходной линии эжекторов турбин работающих блоков, обнаруживается присутствие газообразных продуктов деления. Было показано, что их происхождение связано не с дефектами внутренней оболочки твэл, а с поверхностной загрязненностью этих оболочек. Об этом свидетельствовало соотношение между активностью Rb^{89} и Xe^{138} в этих пробах, оказавшееся близким к отношению выходов Kr^{89} (предшественника Rb^{89}) и Xe^{138} в акте деления ядер урана. Если учесть, что Kr^{89} имеет период полураспада 3.1 мин., а Xe^{138} - 14.1 мин., то любая, превышающая 3 мин., задержка их попадания в теплоноситель после акта деления, привела бы к снижению этого отношения более чем в 2 раза. Время диффузии газообразных осколков деления через микротрещины оболочки твэлов для реакторов ВВЭР составляет величину от нескольких часов до суток [6]. Трудно представить, что для БиАЭС она может быть в сотни раз ниже (оболочка из нержавеющей стали толщиной 0.6 мм).

Расчетное обеспечение эксплуатации реакторов. Система расчетного обеспечения эксплуатации начала складываться в 1981 г. после появления на БиАЭС ЭВМ. В течение короткого времени удалось автоматизировать такие задачи как контроль полей энерговыделения, планирование частичных перегрузок топлива и подготовку документации к ним, накопление и обработку информации по движению ядерного топлива на АЭС, по выгоранию топлива, стержней СУЗ, детекторов системы ВРК и др.[7]. В дальнейшем решение этих задач было усовершенствовано при сохранении основной черты: все программы взаимодействуют с файлами данных, накапливаемых в течение всего времени эксплуатации реакторов, а через них и друг с другом.

На рис.1, для иллюстрации некоторых расчетных возможностей приведены результаты расчета эффективного коэффициента размножения ~ 80 критических состояний реакторов (в основном это были плановые выходы реакторов на МКУ мощности после ППР). Величина отклонения его от единицы для целей эксплуатации реакторов приемлема. Расчеты выполнены по двумерной программе, при этом использованы хранящиеся в файлах данные по положению стержней СУЗ в критических состояниях, их выгоранию, паспортным данным каждой ТВС, выгоранию топлива в каждой ТВС, температуре активной зоны реактора. Выполнение такого расчета в настоящее время для всех этих 80-ти состояний не требует никакой подготовительной работы и, по одной из ветвей программы TS-2D выполняется за ~ 1 мин. (ПЭВМ Pentium-200). Такие расчеты (с графическим представлением результатов) являются своеобразным тестированием работоспособности программы и сохранности накопленных данных. Они проводятся перед очередным выходом в критическое состояние в целях исключения возможности ошибки при расчетном определении критического положения стержней СУЗ.

В последнее время внимание уделялось также внесению расчетных поправок в показания реактиметра, учитывающих как пространственные эффекты, так и вклад γ -излучения в ток камеры КНК-56 реактиметра [3]. В отдельных случаях поправки могут достигать 40%.



Следует отметить, что все программное обеспечение (кроме расчета паросодержания на выходе из ТВС, поставленного на БиАЭС ГНЦ РФ-ФЭИ) разработано силами персонала станции.

Некоторые выводы. Успешная эксплуатация реакторов ЭГП-6 в течение 25 лет во многом определялась удачными конструктивными решениями, заложенными в проекте (научный руководитель - ГНЦ РФ-ФЭИ, главный конструктор реактора - ОКБ Ижорского завода), позволившими, в частности, выполнить упоминаемые в докладе работы по модернизации и реконструкции без длительных остановов реакторов. Существенными факторами успешной эксплуатации были также постоянное научное сопровождение (ГНЦ РФ-ФЭИ) и высокая надежность ТВС (ни одного выхода из строя ТВС за время эксплуатации станции).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Иевлева Ж.И., Ильин Ю.В., Минашин М.Е., Рыжков А.Н.* История создания и оценка работоспособности твэлов реактора Обнинской АЭС//Атомная энергия. - 1994. - Т.76. - Вып.4. - С.374-380.
2. *Акимов И.С.* Паровой коэффициент реактивности реакторов ЭГП-6 Билибинской АЭС//Атомная энергия. - 1998. - Т.85. - Вып.1. - С.3-10.
3. *Акимов И.С., Дементьев А.А., Куршанов А.В., Петров С.С., Лусев В.Ю.* Физические характеристики реакторов ЭГП-6 после модернизации (холодное состояние)//Атомная энергия. - 1999. - Т.86. - Вып.2. - С.93.
4. *Акимов И.С., Куршанов А.В.* О деформации графита реакторов ЭГП-6 Билибинской АЭС под действием облучения//Атомная энергия. - 1996. - Т.80. - Вып.1. - С.26-33.
5. *Акимов И.С.* Особенности показаний системы контроля герметичности оболочек твэлов отдельных ТВС реакторов Билибинской АЭС//Атомная энергия. - 1996. - Т.81. - Вып.1. - С.61-62.
6. *Лузанова Л.М., Пологих Б.Г.* Выход радиоактивных продуктов деления в теплоноситель I контура работающего реактора типа ВВЭР/В сб.:Атомные электрические станции. - М.:Энергоатомиздат, 1987. - Вып.9. - С.124-131.
7. *Акимов И.С., Дашковский Е.В., Рыбаков В.Г., Солдатов Г.Е., Тухветов Ф.Т.* Применение ЭВМ СМ-3 на Билибинской АЭС для физико-технических расчетов реакторов, ведения архивов данных и перспективы использования ее в составе измерительно-вычислительного комплекса /В сб.:Атомные электрические станции. - М.:Энергоатомиздат, 1987. - Вып.7. - С.70-77.

Поступила в редакцию 28.05.99.

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.311.25:621.039.004

Requirements to XXI Century NPPs \ P.N.Alekseev, A.Yu.Gagarinski, N.N.Ponomarev-Stepnoij, V.A.Sidorenko; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 16 pages.

Power development in the XXI century would follow the trend to more uniform consumption per capita and per region. Among the competing energy sources - fossil fuels, sun and nuclear energy - the principal advantages of nuclear power - almost unlimited fuel resources. Its high energy capacity, ecological compatibility with a possibility of high wastes' concentration - determine the large-scale nuclear power development. The signs of large-scale power - large rate (dozens of percent) in electricity production, diverse areas (electricity, heat supply, technologies, transport) and media of application (land, ocean, space), extension of number of user countries, diversified power systems (centralized, autonomous), obligatory reproduction and reuse of produced fuel - create various requirements to nuclear power installations of the future. Economic efficiency, safety (of reactors and fuel cycle with waste), proper characteristics of nuclear fuel reproduction, guarantees of nuclear arms' nonproliferation are the conditions of such nuclear power development.

Succession in nuclear power development dictates the requirements to the reactor systems of close and long-term perspective.

The acceptable safety level is closely connected with the power scale and with the fields of nuclear energy sources' applications. However, the progress in the direction of reduction of potential hazard from nuclear installations and of protection systems' cheapening is inevitable. While choosing the new directions, the demonstration of new qualities in solving the tasks of future nuclear power would be important.

In the perspective, a variety of reactor technologies could exist. The report discusses the forming requirements to nuclear power plants of the following development stages - in the fields of safety, economy, user characteristics, fuel utilization - and the expected stages of this development.

УДК 621.039.566

Calculation of the Strength of NPP' Failed Pipelines with the Real Elements Method \ V.M.Markotchev, Yu.V.Shamraev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 7 pages, 4 illustrations. - References, 5 titles.

The new method - real elements method (MeReEl) - for calculation of the strength of structural elements containing defects and inhomogeneities is considered. The method is based on replacement of structural elements by equivalent rod system and use of experimental diagrams of deformation of samples with different degree of failure. The analysis of limiting condition is founded on the deformation criterion of the mosr failed rod. The algorithm of calculation of a segment of the pipeline containing nonthrough circumferential defect and loaded by bending moment and axial force is given. Using MeReEl computer code, an analysis of the strength of primary circuit pipeline (Di-500) containing nonthrough circumferential cracks in various locations in the cross section is made. Critical sizes for pipeline cracks and influence of the crack centre deflection from the force plane on the strength of the cross section are estimated.

УДК 621.039.7

Main Trends of Intermediate- and Low-Level Radioactive Waste Management in Russia \ S.D. Gavrilov, V.A. Kremnev, A.A. Grudakov, S.A. Dmitriyev, A.A. Resnik, L.P. Khamyanov, S.L. El'yash; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 4 pages. - References, 4 titles.

For the last years in Russia the specific change in the ILW and LLW management has been surfaced. It is resulted in the prospective processes, equipment and installations for waste conditioning as well as for original findings based on the fundamental science, engineering and technology achievements, including progress in radiation biology.

УДК 621.039.526

Evaluation and Comparison of Plutonium Potential Hazard \A.G. Aseev, S.A. Subbotin; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 9 pages, 1 table. - References, 7 titles.

An attempt to reevaluate plutonium as very toxic element was made in the article. Plutonium radiation hazard and plutonium properties dangerous for human being and the environment are considered. Estimation of its chemical toxicity also was suggested and it was compared with radiation plutonium toxicity. An estimation of real danger related to plutonium is represented in this article.

УДК 519.688:621.039.572

FACT98 Code for Three-Dimensional Neutronics and Thermal Hydraulics Calculations of Boiling VK-300 Reactor \ S.V. Barinov, V.V. Vasil'ev, V.K. Vikulov, V.K. Davidov, A.P. Zhimov, Yu.I. Mityaev, A.V. Radkevich, M.I. Rozhdestvensky; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 4 pages, 1 illustration. - References, 1 titles.

FACT98 code permits to calculate stationary states of a reactor, burn-up of fuel subject to overload and transposition of fuel assemblies as well power distribution, control rods displacement, reactivity effects and coefficients etc. Later is planed to add into the program calculation of the transient process on the basis of a spatial neutron dynamics and thermal hydraulics.

УДК 621.039.526:621.039.534.6

Evaluation of effects of (γn) & ($n,2n$) reactions on criticality and kinetics of heavy-water reactor \ Yu.V. Volkov, T.G. Petrosov, M. Moniri; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 7 pages, 5 illustrations. - References, 4 titles.

The effect of photoneutron reactions on criticality and dynamic of a heavy water reactor has been evaluated. It has been shown that these reactions are not to be considered during neutron-physical calculations of a nuclear reactor having practically feasible dimensions. At the same time the effect of delayed photoneutron reactions on dynamics of a heavy water reactor is essential. The digital reactimeter for such reactor has been developed and tested in imitation experiment.

УДК 621.039.526

Numerical and Experimental Investigations of Stable Heat-Exchange Conditions with Liquid Metal Boiling under Fast Reactor Accident Heat Removal Regime \ A.P. Sorokin, A.D. Yefanov, Ye.F. Ivanov, D.Ye. Martsiniouk, G.P. Bogoslovskaya, K.S. Rymkevich, V.L. Malkov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 11 pages, 8 illustrations. - References, 8 titles.

The description of test facility, sensors, measurement procedure and the experimental data on investigation of liquid metal coolant boiling in a model of fast reactor fuel subassembly under the accident heat removal conditions with small circulation rates are represented. The physics, performances and stability of various boiling regimes observed in experiments (nucleate, slug, disperse-annular) are analyzed. Experimental pattern map for liquid metal boiling was obtained. The description of a mathematical model of liquid metal boiling in the natural circulation circuit and results of test accounts for conditions with increasing of energy generation and with sharp reduction of pressure are represented.

УДК 621.039.544.35:621.039.526

Development of the Chemical Treatment Methods for Thorium Materials in a Uranium - Thorium Fuel Cycle \ B.Ya. Zilberman, L.V. Sytnik, B.Ya. Galkin, A.G. Gorsky, V.B. Pavlovich, E.Ya. Smetanin, F.P. Raskach; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 7 pages, 3 illustrations, 3 tables. - References, 3 titles.

Realization of closed thorium fuel cycle with uranium-233 accumulation presupposes radiochemical reprocessing of an irradiated thorium composition (metal, oxide) by the extraction method.

The most preferable method is uranium-233 is counterflow process of extraction from concentrated solutions of 3% TBF into a light diluent with acid concentration of 4-5 m/l and process temperature of 45°C.

Irradiated thorium regeneration can also be conducted by the extraction using of 30% TBF into a light diluent with process temperature of ~50°C.

УДК 621.039.59:621.039.544.35

Technological Possibilities of Pyrochemical Fabrication of Fuel on the Base of Thorium Oxide \ V.S. Naumov, A.V. Bychkov, S.K. Vavilov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 6 pages, 2 tables. - References, 10 titles.

Possibilities of pyrochemical technologies to produce and regenerate fuel compositions based on thorium oxide are considered in the article. Some data on physical and chemical properties of thorium in the most important salt melts containing fission materials and fission fragment nuclides are presented. The experience of high-temperature process development to produce and regenerate MOX-fuel for BN reactors is generalized. Proposed electrochemical regeneration process in salt melts give a possibility to regain physical, mechanical and nuclear properties of the fuel and to use it in the form of granules for vibro-packing of fuel elements.

УДК 621.039.5

Long-Term Radiation Protection of MOX-Fuel Assemblies against Uncontrolled Proliferation of Nuclear Materials \ V.B. Glebov, A.N. Shmelev, V.A. Apse, P.V. Tsvetkov, A.E. Sintsov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 6 pages, 2 illustrations. - References, 8 titles.

An approach to creating the long-term inherent radiation barrier of MOX-fuel assemblies is proposed to prevent uncontrolled plutonium proliferation. This approach includes an admixture of radionuclide ^{232}U to MOX-fuel followed by a short-term irradiation of manufactured fuel assemblies in the blanket of accelerator-driven facility.

УДК 621.039.516.4

Closed Fuel Cycle of Russian NPP. Problems And Prospects \ V.M. Lebedev, N.N. Davidenko, A.I. Archangel'skaya; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 7 pages.

As a strategic problem of viability of nuclear power engineering, its competitiveness and small ecological danger it is necessary to consider its future development within the closed nuclear fuel cycle.

УДК 621.039.58

Analysis of Y2K Problem for VVER-1000 Reactors \ A.Yu. Prokhotsev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 5 pages, 2 tables. - References, 3 titles.

The problem of change of dates from 1900s through 2000s and its influence on safety of NPP with reactors VVER-1000 is discussed. The analysis of the software of a qualitative estimation of dangers from origin date - dependent failure was made. The qualitative assessment of a significance of personnel' errors was carried out using SAPHIRE code Ver.6.59.

УДК 621.039.566

Operating Experience of Bilibino NPP EGP-6 Reactors \ I.S. Akimov, A.A. Dementiev, F.T. Tukhvetov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 6 pages, 1 illustration. - References, 7 titles.

The essential modifications of Bilibino NPP reactors during their 25-years life are described.

Besides radiation-induced dimensional changes of graphite blocks inside the reactors, disturbances of fission product release monitoring due to contamination of in-core materials with actinides, the search procedure of minor water leakage inside the reactor core are discussed.

The codes elaborated to provide the reactor operation with necessary computations are enumerated and the criticality calculations of ~80 critical reactor states are presented.

НАШИ АВТОРЫ

А.Г. Асеев - научный сотрудник лаборатории РНЦ-Курчатовского института.

А.В. Бычков – к.т.н., начальник отдела ГНЦ РФ-НИИАР. Закончил Химический факультет Московского государственного университета в 1978 г. Область научных интересов - разработка электрохимической технологии регенерации отработавшего уран-плутониевого топлива в расплавах солей.

С. К. Вавилов – к.т.н., начальник лаборатории ГНЦ РФ - НИИАР. Закончил Физико-технический факультет Уральского государственного технического университета - Уральского политехнического института в 1968 г. Область научных интересов - исследования электрохимических процессов при переработке облученного смешанного топлива в расплавах солей.

Б.Я. Галкин - к.т.н., начальник отдела РИ (Радиевый институт). Окончил Ленинградский технический институт в 1954 г.

А.Г. Горский - инженер РИ (Радиевый институт). Окончил Химический факультет Ленинградского государственного университета.

Б.Я. Зильберман – д.т.н., профессор, начальник лаборатории РИ (Радиевый институт). Окончил Ленинградский технический институт в 1959 г.

В.М. Маркочев - д.т.н., профессор, заведующий кафедрой Московского государственного инженерно-физического института (технического университета).

В. С. Наумов - к.т.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-НИИАР. Закончил Физико-технический факультет Уральского государственного технического университета - Уральского политехнического института в 1971 г. Область научных интересов - термодинамика галоидных расплавов щелочных и щелочно-земельных элементов, содержащих актиниды.

В.Б. Павлович - старший научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Окончил Уральский политехнический институт в 1959 г.

Ф.П. Раскач – к.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Окончил МИФИ в 1957 г.

Э.Я. Сметанин - главный специалист по радиохимии ГНЦ РФ-ФЭИ. Окончил МХТИ в 1959 г.

С.А. Субботин - начальник лаборатории РНЦ-Курчатовского института.

Л.В. Сытник – к.т.н., старший научный сотрудник РИ (Радиевый институт). Окончил Химический факультет Ленинградского государственного университета.

Ю.В. Шамраев - старший преподаватель Московского государственного инженерно-физического института (технического университета).

OUR AUTHORS

A.G. Aseev - researcher of the Russian Research Center-Kurchatov Institute.

A.V. Bychkov - Cand.Sci.(Engineering), head of department of the State Scientific Centre of Russian Federation - NIIAR. Graduated from the chemical faculty of Moscow State University in 1978. Scientific interests: development of electrochemical technology for spent uranium-plutonium fuel regeneration in salt melts.

B.Ya. Galkin - Dr.Sci. (Chem.), head of department of the Radium Institute. Graduated from the Leningrad Technical Institute in 1954.

A.G. Gorsky - engineer of Radium Institute. Graduated from the chemical faculty of Leningrad State University.

V.M.Markotchev - Dr.Sci. (Engineering), Professor, head of department of the Moscow State Engineering Physics Institute (Technical University).

V.S. Naumov - Cand.Sci.(Engineering), senior researcher of the SSC RF -NIIAR. Graduated from the physical and technical faculty of Ural State Technical University - Ural Polytechnic Institute in 1971. Scientific interests: thermodynamics of haloid alloys of alkaline and alkaline-earth elements involving actinides.

V.B. Pavlovich - senior researcher of the SSC RF - Institute of Physics and Power Engineering. Graduated from the Ural Polytechnic Institute in 1959.

F.P. Raskach - Cand.Sci. (Phys.-Math.), leading researcher of the SSC RF - Institute of Physics and Power Engineering. Graduated from the Moscow Engineering Physics Institute in 1957.

Yu.V.Shamraev - senior lecturer of the Moscow State Engineering Physics Institute (Technical University).

E.Ya. Smetanin - head specialist on radiochemistry of the SSC RF - Institute of Physics and Power Engineering. Graduated from the Moscow Chemical & Technical Institute in 1959.

S.A. Subbotin - head of laboratory of the Russian Research Centre-Kurchatov Institute.

L.V. Sytnik - Dr.Sci. (Chem.), senior researcher of the Radium Institute. Graduated from the chemical faculty of the Leningrad State University.

S. K. Vavilov - Cand.Sci.(Engineering), head of laboratory of the SSC RF - NIIAR. Graduated from the physical and technical faculty of Ural State Technical University - Ural Polytechnic Institute in 1968. Scientific interests: investigations of electrochemical processes in reprocessing of irradiated mixed fuel in salt melts.

B.Ya. Zilberman - Dr.Sci. (Engineering), Professor, head of laboratory of the Radium Institute. Graduated from the Leningrad Technical Institute in 1959.