

ТЯЖЕЛОВОДНЫЕ УСТАНОВКИ В РОССИИ

**О.В. Шведов*, А.С. Герасимов*, Г.В. Киселев*, В.В. Селиверстов*,
В.В.Петрунин**, В.В. Шидловский*****

*** ГНЦ РФ-ИТЭФ**

**** ОКБМ**

***** Минатом**



В статье представлен обзор деятельности ГНЦ РФ-ИТЭФ, являющегося научным руководителем проблемы тяжеловодных реакторов, совместно с другими российскими организациями: ОКБМ, комбинатом «Маяк», НПО ВНИПИЭТ, ГНЦ ВНИИНМ и другими по созданию тяжеловодных реакторов различного назначения. Описываются результаты эксплуатации промышленного тяжеловодного реактора Л-2, работающего в изотопном режиме. Сообщается о концептуальных предложениях по разработке нового изотопного тяжеловодного реактора нового поколения для обеспечения потребностей в радионуклидах. Кратко изложены результаты исследования подкритических систем для уничтожения долгоживущих радиоактивных отходов и производства энергии. Значительная часть статьи посвящена разработке концепции предельной безопасности энергетических реакторов и принципам ее достижения в проекте ТР-1000 ПБ - тяжеловодный реактор предельной безопасности электрической мощностью нетто 1000 МВт.

ВВЕДЕНИЕ

За годы существования ИТЭФ (ныне ГНЦ РФ-ИТЭФ) в СССР были разработаны физические и технологические основы для создания серии промышленных тяжеловодных реакторов типа ОК-180 и ОК-190, служащих для производства изотопов различного народнохозяйственного назначения. По истечении ресурса они выведены из эксплуатации. В настоящее время на комбинате «Маяк» эксплуатируется тяжеловодный изотопный реактор Л-2 («Людмила»), который обеспечивает основные потребности России в реакторных изотопах [1]. В то же время специалистами ГНЦ РФ-ИТЭФ, ОКБМ и комбината «Маяк» разработана концепция тяжеловодного изотопного реактора нового поколения повышенной безопасности [2], краткая информация о котором приводится ниже.

Данная работа посвящена результатам концептуального изучения подкритических тяжеловодных систем, предназначенных для уничтожения долгоживущих радиоактивных отходов (ДРАО) на основе бланкета с твердым топливом [3], а также разработанной в ИТЭФ концепции предельной безопасности и принципах ее обоснования в реакторе ТР-1000ПБ.

ЭКСПЛУАТАЦИЯ РЕАКТОРА Л-2 ПРОИЗВОДСТВЕННОГО ОБЪЕДИНЕНИЯ «МАЯК»

Реактор Л-2 является последним в серии тяжеловодных реакторов ОК-180, ОК-190, ОК-190М, разработанных и запущенных в СССР. Физический пуск реактора Л-2 был осуществлен в январе 1988 г. Реактор проектировался и пускался для наработки продукции оборонного назначения, однако возникли обстоятельства, предопределившие необходимость его конверсии. На ПО «МАЯК» был остановлен последний из уран-графитовых реакторов, в котором нарабатывались радионуклиды для изготовления радиоактивных источников. Спрос на них в СССР и за рубежом перестал удовлетворяться. Практически единственным выходом из создавшегося положения была конверсия реактора Л-2 при условии обеспечения безопасности. Исходную базу для конверсии составили:

- имеющийся опыт изготовления и облучения изотопных блоков в уран-графитовых реакторах и в реакторе ОК-190М;
- полученные в ходе проектирования, пуска и первой кампании данные о нейтронно-физических характеристиках активной зоны;
- имеющиеся расчетные программы и экспериментальные методики для обоснования параметров загрузок активной зоны Л-2, а также полномасштабный критстенд «МАКЕТ» в ГНЦ РФ-ИТЭФ.

Основные три этапа осуществленной конверсии:

- в 1990-1992 гг. внедрен режим массовой наработки кобальта-60 производительностью 10 МКи/год;
- в 1992-1994 гг. разработаны и внедрены режимы наработки радиоизотопов в зоне бокового отражателя;
- в 1994-1996 гг. разработаны и внедрены высокопоточные полячейки «ловушки» для наработки радионуклидов с высокой удельной активностью (Ir-192, Co-60).

Расчетные и экспериментальные работы в обоснование конверсии активной зоны основывались на принципе минимального возмущения (изменения) проектных нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик активной зоны. Задача в каждом конкретном случае заключалась в создании изотопного блока и канала, эквивалентного по поглощающим свойствам проектному каналу с блоками-поглотителями. В этом случае оставались неизменными характеристики топливных блоков и каналов, которые и определяют пределы безопасной эксплуатации реактора в целом.

Для выбора необходимых параметров изотопных блоков проводился комплекс работ, который включал:

- предварительные нейтронно-физические расчеты с целью определения навески мишенного вещества и параметров облученных мишеней;
- разработку проекта экспериментального блока и канала для его облучения, включая создание конструкций, выполнение нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов в обоснование безопасности реакторных испытаний (обычно эти расчеты проводились параллельно и независимо на ПО «МАЯК», в ГНЦ РФ-ИТЭФ и ОКБМ);
- экспериментальные работы на критстенде «МАКЕТ» ИТЭФ по определению эффектов реактивности, распределения энерговыделения в полячке и др.

Необходимо отметить, что в начале 90-х гг. произошло резкое (в 2-3) раза увеличение требований к получаемой удельной активности мишеней, что обусловило необходимость доработки уже имеющихся, а в отдельных случаях и разработку новых конструкций блоков. Необходимость иметь достаточно широкую гамму ти-

поразмеров мишеней потребовала разработки нескольких вариантов конструкций блоков для одного радионуклида. Например, для наработки таллия-204 и сурьмы-124 разработано по три типа блоков, для наработки кобальта-60 - 8 типов.

Об объемах производства рассматриваемых радионуклидов можно судить по следующим цифрам: наработка кобальта-60 составляет порядка 10 МКи/г, селена-75 - порядка 1000 Ки/г. В больших количествах нарабатывают углерод-14, для производства которого разработано 4 типа блоков. В настоящее время разрабатываются блоки для наработки в промышленных масштабах препаратов йода, молибдена, фосфора и некоторых других.

Для повышения плотности потока тепловых нейтронов и наработки высокоактивных нуклидов (иридий-192, тулий-170, селен-75 и т.д.) в «плато» активной зоны было создано 6 так называемых «ловушек». Это позволяет нарабатывать тулий-170 и селен-75 с удельной активностью 800-900 Ки/г, а кобальт-60 с удельной активностью более 250 Ки/г.

КОНЦЕПЦИЯ ТЯЖЕЛОВОДНОГО ИЗОТОПНОГО РЕАКТОРА НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

Специалисты ОКБМ, ГНЦ РФ-ИТЭФ и ПО «Маяк» разработали концепцию тяжеловодного изотопного реактора нового поколения с повышенными характеристиками безопасности [2].

Предлагаемая тяжеловодная реакторная установка (РУ) с улучшенными технико-экономическими показателями и повышенными характеристиками безопасности предназначена для производства различного типа радиоизотопов гражданского и медицинского назначения, радиационного легирования материалов и наработки новых делящихся изотопов. Высокопоточный режим реактора может быть использован для получения трансплутониевых элементов (главным образом Cf-252) и трансмутации продуктов деления и младших актинидов (МА).

РУ может эксплуатироваться в одном из двух режимов:

- изотопный режим для производства изотопов гражданского и медицинского назначения; используется двухвтулочная топливная сборка;
- высокопоточный режим работы для наработки трансплутониевых элементов или трансмутации продуктов деления и МА; этот режим может быть реализован в случае разрешения инженерных проблем, связанных с повышением скорости теплоносителя в топливной сборке до 15 м/с и тепловой нагрузки теплоотдающей поверхности до $6 \cdot 10^6$ Вт/м; при высокопоточном режиме может быть достигнута максимальная величина потока тепловых нейтронов $(4 \text{ -- } 8) \cdot 10^{14}$ н/(см²·с) в зависимости от загрузки топлива.

Проведенное изучение концепции нового тяжеловодного изотопного реактора нового поколения позволяет сделать следующие выводы:

1. Установка нового поколения является многоцелевой с точки зрения номенклатуры производимых на ней изотопов и новых делящихся материалов, обеспечивая необходимое их качество и количество.
2. Установка обладает высокой степенью безопасности и учитывает опыт эксплуатации тяжеловодных установок как в России, так и за рубежом.
3. Создание установки базируется на испытанных реакторных технологиях, расчетно-теоретических методах и существующей экспериментальной базе.
4. Производимое установкой тепло возможно утилизировать, но при этом необходимо повысить выходные параметры теплоносителя (температуру и давление), что в сочетании с необходимостью ведения частых перегрузок изотопной продукции приведет к снижению безопасности установки, а короткая кампания и частые ППР сделают малоэффективным использование последней в качестве энергетической.

РАЗРАБОТКА ВЫСОКОПОТОЧНЫХ ПОДКРИТИЧЕСКИХ БЛАНКЕТОВ ЭЛЕКТРОЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ

В последние годы во многих российских и зарубежных ядерных центрах проводились поисковые концептуальные исследования по электроядерным установкам (ЭЛЯУ). Исследования выполнялись по 2 направлениям. Первое связано с уничтожением (трансмутацией) долгоживущих радиоактивных отходов (ДРАО) с попутным производством энергии, второе - с разработкой ЭЛЯУ, главным образом, для производства электроэнергии и, по возможности, для уничтожения ДРАО. Совершенно очевидно, что требования к основным характеристикам ЭЛЯУ будут различаться в зависимости от целевого назначения установок. Учитывая актуальность проблемы обращения с ДРАО и необходимость радикального снижения их количества, подлежащего длительному хранению, специалисты ГНЦ РФ-ИТЭФ провели расчетные исследования эффективности уничтожения ДРАО, в первую очередь, долгоживущих (МА), как наиболее радиационно опасных среди ДРАО, для различных вариантов подкритических бланкетов ЭЛЯУ [3]. В качестве критерия для сравнения была выбрана разница в уровне радиотоксичности перед загрузкой в облучательный объем бланкета и после выгрузки при однократном и многократном циклах облучения в зависимости от спектра и плотности потока нейтронов. Для сравнения были выбраны различные варианты бланкета с тяжелой водой в качестве теплоносителя и замедлителя и вариант с гомогенным тяжеловодным бланкетом, исследованными в рамках проекта № 17 МНТЦ, а также реакторы типа ВВЭР и БН-800. Такое сравнение является необходимым, чтобы выявить принципиальные возможности различных РУ для уничтожения ДРАО. Представленные в настоящей статье результаты могут быть основой для принятия решения о разработке эффективной ЭЛЯУ и соответствующей программы экспериментальных работ, если Минатом и другие руководящие органы сочтут целесообразным реализацию этого альтернативного направления по уничтожению ДРАО, которое позволяет уменьшить количество ДРАО, поступающих на захоронение.

КОНЦЕПЦИЯ ПРЕДЕЛЬНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА И ПРОЕКТ ТР-1000ПБ

В течение более 20 лет в ИТЭФ ведется работа над проектом тяжеловодного энергетического реактора предельной безопасности ТР-1000ПБ. В настоящее время проект доведен до стадии расширенного технического предложения. Основные элементы проекта приведены в [4]. В настоящей работе основное внимание уделено разработанной в ИТЭФ концепции предельной безопасности и принципам ее обеспечения и прозрачного обоснования, использованных в ТР-1000ПБ.

Цель разработки реактора ТР-1000ПБ - создание реактора нового поколения, отличительными особенностями которого являются:

- предельная, основанная на естественных процессах, безопасность;
- высокий нейтронный баланс, обеспечивающий высокую эффективность использования природного топлива, существенно превышающую эффективность всех существующих и проектируемых типов тепловых реакторов;
- возможность создания на базе современных технологий без необходимости проведения крупномасштабных экспериментов, разработки и эксплуатации прототипа;
- сохранение капитальных и эксплуатационных затрат на уровне, не превышающем уровень для современных легководных реакторов.

Под терминами, относящимися к безопасности, подразумеваются следующие понятия (в скобках приведен общепринятый английский эквивалент термина).

Реактор естественной безопасности (Natural Safety Reactor) - реактор, безопасность которого основана на естественных процессах (естественных законах природы и естественных свойствах материалов).

Предельная безопасность (Ultimate Safety) - безопасность по **предельному критерию безопасности**. Предельным критерием безопасности является недопущение выхода радиоактивности в окружающую среду сверхустановленных пределов при всех условиях и событиях, кроме крайне маловероятных (например, падение метеорита). При сохранении предельного критерия, в принципе, допускается нарушение всех остальных, более строгих критериев безопасности и, в частности, допускается разрушение топлива, переоблучение персонала, разрушение реактора до степени, исключающей возможность его восстановления и т.п. Разумеется, вероятность нарушения этих критериев должна быть достаточно низкой с точки зрения как финансового риска, так и негативного влияния на общественное мнение.

Термин **«Реактор предельной безопасности»** (Ultimate Safety Reactor) не означает реактор с неким гипотетическим предельным уровнем безопасности, а означает **«Реактор безопасный по предельному критерию безопасности»**. В принципе, могла бы быть правомерной постановка вопроса о достижении реактором предельного уровня предельной безопасности, если бы этот предельный уровень можно было определить.

Естественные процессы (Natural Processes) и, соответственно, системы безопасности на них основанные, подразделяются на:

- **внутренне присущую безопасность** (Inherent Safety) - безопасность, основанную на естественных процессах, имеющих место и принимающих непосредственное участие в механизме выработки энергии реактором в штатном режиме (внутренне присущие механизму выработки энергии процессы), которые при возникновении внештатных ситуаций смягчают их последствия (доплер-эффект, отрицательный мощностной эффект и т.п.);

- **пассивную безопасность** (Passive Safety) - безопасность, основанную на естественных процессах, в штатном режиме не участвующих в механизме выработки энергии и естественным образом инициируемых при возникновении внештатных ситуаций и смягчающих их последствия без применения внешнего источника энергии для инициирования и поддержания самих этих процессов (естественная циркуляция, разрывные мембраны и т.п.).

Пример: **естественный процесс аварийного теплоотвода** является в реакторе

- 1) с принудительной циркуляцией в штатном режиме и естественной циркуляцией в аварийном - **пассивным**;

- 2) с естественной циркуляцией в штатном режиме и естественной циркуляцией в аварийном - **внутренне безопасным**;

- 3) с принудительной циркуляцией в штатном режиме и отсутствием циркуляции к аварийному (теплоотвод конвекцией с последующим испарением: принято в PIUS) - **внутренне безопасным**.

Реактор TP-1000ПБ есть, по-существу - реактор естественной предельной безопасности (Process Natural Ultimate Safety Reactor) - т.е. реактор, в котором предельная безопасность (невыход радиоактивности) обеспечивается естественными процессами. Аналогом термина является широко известная концепция реактора PIUS (Process Inherent Ultimate Safety) с тем отличием, что в последней предельная безопасность основана не просто на естественных, но именно на внутренне присущих процессах.

ПРИНЦИПЫ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРА ТР-1000ПБ

Обоснование безопасности базируется на анализе двух основных критериев:

1) **публичный риск** (public risk) - выход радиоактивности в окружающую среду сверхдопустимых пределов;

2) **финансовый риск** (financial risk) - различные виды аварий и разрушений АЭС, вплоть до степени, исключающей возможность ее восстановления.

Главным принципом обеспечения безопасности ТР-1000ПБ является полное исключение публичного риска при снижении финансового риска до приемлемого уровня.

ПУБЛИЧНЫЙ РИСК

Публичный риск полностью исключается применением реактора естественной предельной безопасности. Основным принципом обоснования предельной безопасности является достижение ее **прозрачности** (transparency).

В реальности есть реактор, в котором для исключения выхода радиоактивности предусмотрены меры, основанные на естественных процессах.

Необходимо иметь реактор, в котором предусмотренные меры полностью исключают возможность выхода радиоактивности.

Переход от «предусмотрены меры по исключению» к «предусмотренные меры исключают» составляет сущность обоснования предельной безопасности.

Такой переход никогда не может быть выполнен со стопроцентной гарантией (гарантированная безопасность) так же, как и с некоторой конечной вероятностью (детерминистская безопасность). Поэтому переход должен быть прозрачным, (вполне или совершенно очевидным), т.е. конечный итог обоснования предельной безопасности должен подтвердить, что *предусмотренные меры по исключению выхода радиоактивности со всей очевидностью исключают возможность выхода радиоактивности в окружающую среду.*

Понятие «совершенно очевидный» весьма относительно. То, что совершенно очевидно для одних, может оказаться далеко не очевидным для других. Поэтому переход от «предусмотрено» к «обеспечивает» должен быть совершенно очевидным не только для самих разработчиков и специалистов, но и для широкой общественности, т.е. и для непрофессионалов.

Одно только применение естественных систем для безопасности ни в коей мере не обеспечивает прозрачности перехода от «предусмотрено» к «обеспечено». То, что естественные процессы обеспечения безопасности не могут отказать при возмущении, отнюдь не означает, что их интенсивность окажется достаточной для выполнения предопределенной функции. Например, аварийный теплоотвод естественной циркуляцией всегда будет инициироваться при аварии, но его интенсивность может оказаться недостаточной для сохранения целостности топлива как из-за возможных случайных или преднамеренных (наличие человеческого фактора на стадии эксплуатации) нарушений во внешнем теплообмене, так и вследствие ошибок в расчетах (наличие человеческого фактора на стадии проектирования).

Это означает, что обоснование предельной безопасности на основании результатов многочисленных и весьма сложных расчетов не может обеспечить необходимой степени прозрачности. В этом случае переход от «предусмотрено» к «обеспечено» окажется совершенно очевидным только для самих разработчиков, и, скорее всего, далеко не для всех специалистов, не говоря уже о непрофессионалах. Разумеется, обоснование предельной безопасности не может быть осуществлено совсем без привлечения расчетной базы, однако более чем желательно, чтобы сложность используемых методик и алгоритмов не слишком превышала уро-

вень школьного курса физики.

Обоснование сохранения целостности активной зоны при возможных авариях в принципе никогда не может быть прозрачным, поскольку это неизбежно включает расчетный анализ сложных взаимодействующих нейтронных, теплогидравлических, механических и других процессов при наличии многочисленных обратных связей. Поэтому в обоснование предельной безопасности ТР-1000ПБ положен принцип: *«Разрушение активной зоны и полное расплавление топлива рассматриваются как исходные события»*.

При этих исходных событиях выход радиоактивности в окружающую среду исключается только естественными процессами и совершенно прозрачным образом.

ФИНАНСОВЫЙ РИСК

Эта категория включает все возможные виды аварий, вплоть до самых тяжелых, приводящих к невозможности дальнейшей эксплуатации АЭС. Снижение вероятности аварий достигается на ТР-1000ПБ применением традиционных систем безопасности, как активных, так и пассивных. Обоснование достижения приемлемого уровня безопасности осуществляется расчетным анализом и определением вероятности различных типов аварий.

С точки зрения финансового риска допустимая вероятность наиболее тяжелой аварии с полным расплавлением топлива и невозможностью дальнейшей эксплуатации оценивается $\sim 10^{-4}$ год. Однако такая вероятность представляется слишком высокой с точки зрения негативной реакции общественного мнения на столь тяжелую аварию. Поэтому в обосновании безопасности ТР-1000ПБ допустимая вероятность тяжелых аварий с расплавлением и разрушением активной зоны принимается $\sim 10^{-6}$ год.

Концепция исключения публичного риска в ТР-1000ПБ

В проекте ТР-1000ПБ предусмотрено шесть барьеров для выхода радиоактивности в окружающую среду: 1) матрица топлива; 2) покрытие топлива; 3) граница давления контура теплоносителя (корпус реактора из предварительно напряженного железобетона (ПНЖБ)); 4) внутренняя герметичная оболочка (прочноплотная обстройка корпуса); 5) внешняя герметичная оболочка; 6) внешняя прочная оболочка (контейнмент).

Публичный риск (выход радиоактивности сверхдопустимых пределов) может быть исключен, если при всех условиях и событиях гарантированно сохранится целостность хотя бы одного из барьеров для выхода радиоактивности, предусмотренных на АЭС.

Разрушение и расплавление топлива означает разрушение первых двух барьеров. Возможность гарантированного обеспечения сохранности этих барьеров, так же как и границы контура теплоносителя, при всех возможных событиях, условиях и их комбинациях, по мнению авторов, является более чем проблематичной. Хотя это положение может быть оспорено, в любом случае обоснование сохранения целостности топлива никогда не может быть выполнено прозрачным образом. Поэтому в обоснование предельной безопасности ТР-1000ПБ различные сценарии разрушения топлива (разрушения матрицы и покрытия топлива), сопровождаемые нарушением границы контура теплоносителя, независимо от возможности и вероятности таких событий, принимаются как исходные события. При этих условиях исключение публичного риска означает гарантированное сохранение хотя бы одного из оставшихся барьеров. Эта задача должна решаться за счет только естественных процессов и совершенно прозрачным образом.

Отмеченные цели достигаются применением реактора естественной предель-

ной безопасности. Главной особенностью такого реактора является то, что его естественные, внутренне присущие свойства таковы, что при разрушении первых трех барьеров (разрушении матрицы и покрытия топлива и нарушении границы контура теплоносителя) за счет только внутренне присущих реактору свойств и вполне прозрачным образом полностью исключается возможность возникновения внутренних разрушающих воздействий на остальные внешние барьеры любого типа с нарушением их целостности и герметичности.

Внутренними механизмами разрушения внешних защитных барьеров при разрушении первых трех барьеров могут быть:

I. Ударное воздействие, вследствие резкого повышения давления при:

- тепловом взрыве реактора вследствие либо разгона на мгновенных нейтронах с целой или разрушенной активной зоной, либо резкого повышения мощности реактора за счет положительного мощностного эффекта реактивности;
- резком выделении накопленной, главным образом, в первичном теплоносителе энергии в результате либо хрупкого разрушения корпуса давления, либо разгерметизации I контура по достаточно большому сечению;
- взрывном характере протекания химических процессов при аварии.

II. Медленное повышение давления за пределы прочности барьера.

III. Проплавление барьера расплавленным топливом.

Для гарантированного исключения возможности возникновения этих воздействий реактор естественной предельной безопасности должен обладать внутренне присущими свойствами, исключаяющими:

- разгон реактора на мгновенных нейтронах;
- возникновение вторичной критичности в разрушенной активной зоне;
- наличие положительного мощностного эффекта реактивности в любом режиме работы реактора;
- хрупкое разрушение корпуса давления;
- разгерметизацию I контура по сечению, способному привести к быстрому росту давления под внешним барьером;
- взрывной характер протекания химических процессов при аварии;
- выход разрушенного топлива за пределы корпуса реактора;
- медленный рост давления за счет нарушения теплоотвода от разрушенного топлива и газовыделения при химических реакциях с разрушенным топливом.

Основные элементы концепции ТР-10000ПБ

Ключевыми элементами концепции являются:

- применение интегральной компоновки первого контура внутри корпуса из ПНЖБ, несущего давление теплоносителя;
- применение низкотемпературного тяжеловодного замедлителя;
- применение топлива с низкой концентрацией делящихся изотопов;
- применение газового теплоносителя.

Сочетание этих элементов создает уникальную комбинацию, обеспечивающую выполнение требований к реакторам предельной безопасности и достижение исключительно высоких характеристик топливного цикла наивысших, из достигнутых для всех существующих и предлагаемых типов тепловых реакторов. Наиболее наглядно это проявляется в сравнении с широко известной концепцией тяжеловодных реакторов типа CANDU.

Применение интегральной компоновки внутри несущего давление корпуса из ПНЖБ, в отличие от канальной конструкции CANDU, где давление теплоносителя

должны выдерживать каналы, обеспечивает дополнительные преимущества:

- **с точки зрения безопасности** исключена возможность аварии с большой потерей теплоносителя, поскольку особенностью корпуса из ПНЖБ является невозможность его хрупкого разрушения; конструкционные характеристики корпуса допускают возможность разгерметизации лишь с сечением небольшого (~30 см.) диаметра, что исключает возможность резкого выхода накопленной энергии;

- **с точки зрения топливного цикла** несущий давление корпус разгружает от давления каналы ТВС, что позволяет существенно, по сравнению с CANDU, снизить их толщину, что, в свою очередь, заметно снижает паразитное поглощение нейтронов в каналах, улучшая нейтронный баланс в реакторе и его топливные характеристики.

Применение в предлагаемой концепции газового теплоносителя, в отличие от CANDU, где теплоносителем является тяжелая вода под давлением, также обеспечивает преимущества:

- **с точки зрения безопасности** газовый теплоноситель практически не поглощает и не замедляет нейтроны; наличие или отсутствие теплоносителя практически не изменяет реактивность реактора; таким образом, потеря теплоносителя не является реактивной аварией, в отличие от CANDU, где, вследствие существенного положительного пустотного эффекта по теплоносителю $\sim(1,1-1,5)\beta$, для предотвращения разгона на мгновенных нейтронах при аварии с потерей теплоносителя необходимо вмешательство быстродействующих активных систем АЗ;

- **с точки зрения топливного цикла** незамедляющий газовый теплоноситель в сочетании с кластерной структурой ТВС сравнительно большого (~10 см) радиуса, приводит к высокой вероятности для нейтрона деления вызвать новые деления до выхода из ТВС; это обеспечивает уникальную комбинацию сугубо теплового спектра, благоприятного для эффективного использования делящихся изотопов, с весьма высокой (~10%) долей деления на воспроизводящих изотопах, что заметно повышает нейтронный баланс и топливные характеристики реактора.

Концепция ТР-1000ПБ позволяет полностью удовлетворить требованиям к реакторам предельной безопасности, рассмотренным выше.

1. Разгон на мгновенных нейтронах исключен за счет отсутствия возможности ввода необходимой для этого положительной реактивности:

- потеря газового теплоносителя не приводит к вводу положительной реактивности;

- попадание воды в теплоноситель приводит к снижению реактивности за счет соответствующего повышения замедления внутри ТВС, что снижает размножение на быстрых нейтронах и повышает резонансный захват вследствие разблокирования резонансов;

- аварийный выброс всех находящихся в активной зоне стержней СУЗ приводит к вводу малой положительной реактивности, легко компенсируемой отрицательным мощностным эффектом реактивности реактора.

Это обеспечивается малым изменением реактивности в быстрых процессах, обусловленных практически нулевым эффектом по теплоносителю и замедлителю, и применением для компенсации медленных процессов (выгорание и ксенон) систем борного отравления замедлителя, что позволяет оставить в стержнях СУЗ весьма малый, не более $\sim 0,5\beta$, запас реактивности.

Выбор оптимальной по реактивности геометрии позволяет обеспечить снижение реактивности при любых изменениях геометрии ТВС и активной зоны.

2. Возникновение вторичной критичности исключено вследствие малой концентрации делящихся изотопов в топливе, благодаря применению слабопоглоща-

ющего тяжеловодного замедлителя.

3. Вследствие практически нулевых эффектов реактивности по теплоносителю и замедлителю мощностной эффект практически полностью определяется доплер-эффектом и является отрицательным при любых режимах.

4. Хрупкое разрушение корпуса давления исключено благодаря применению ПНЖБ. При медленном росте давления в корпусе избыточное давление стравливается через образующиеся щели, и такой корпус может быть разрушен только тепловым взрывом реактора, невозможным вследствие его внутренних свойств.

5. Быстрое повышение давления под герметичной оболочкой исключено интегральной компоновкой первого контура внутри ПНЖБК, что ограничивает максимально возможное сечение разгерметизации, а также применением газового теплоносителя, обеспечивающего отсутствие фазовых переходов при снижении давления.

По сравнению с водным теплоносителем отсутствие фазовых переходов при разгерметизации контура теплоносителя обеспечивает:

- существенное снижение скорости роста давления под оболочкой при одинаковом сечении разгерметизации;
- существенное снижение объема, необходимого для принятия всего теплоносителя при одинаковом росте давления в принимающем объеме.

Последнее обстоятельство позволило применить в данной концепции дополнительный защитный барьер, а, именно, прочно-плотную герметичную обстройку корпуса давления, позволяющую принять и сохранить весь теплоноситель первого контура. Наличие между корпусом давления и внешней герметичной оболочкой промежуточного защитного барьера, доступ внутрь которого всегда закрыт, является дополнительной гарантией невыхода радиоактивности в окружающую среду при возможном случайном или умышленном открытии проходов во внешней оболочке.

6. Невозможность взрывного характера химических процессов при авариях достигается соответствующим подбором материалов активной зоны и реактора, включающим, в частности, взрыв водорода.

Применение корпуса из ПНЖБ, целостность которого сохраняется при всех возможных аварийных процессах, позволяет создать находящиеся внутри самого корпуса системы улавливания и удержания расплавленного топлива, а также надежные пассивные системы охлаждения корпуса и расплавленного топлива. Это позволяет обеспечить следующие требования к реактору предельной безопасности:

- обеспечить гарантию невыхода расплавленного топлива в окружающую среду за счет гарантированного неразрушения расплавленным топливом защитного барьера - корпуса реактора, являющегося в настоящем случае и границей контура теплоносителя;
- снизить газовыделение в процессе аварии, в том числе образование водорода, за счет исключения взаимодействия расплавленного топлива с бетоном, что заметно снижает скорость роста давления под оболочкой, а также исключает образование под оболочкой взрывоопасных концентраций водорода.

В этих условиях рост давления под оболочкой может быть обусловлен, в основном, только остаточным энерговыделением в топливе, гарантированно снимаемым системами пассивного расхолаживания, размещенными в корпусе из ПНЖБ.

Таким образом, концепция реактора ТР-1000ПБ позволяет удовлетворить всем требованиям к реактору предельной безопасности и обеспечить исключительно высокие характеристики нейтронного баланса.

Список литературы

1. Додонов А.Д., Петрунин В.В. и др. Научно-технические аспекты производства нуклидов гражданского назначения на тяжеловодном реакторе Л-2: Сб. докл. на конф. «Усовершенствованные тяжеловодные реакторы» (Москва, ГНЦ РФ-ИТЭФ, 18-20.11.1997). - М., 1997. - С. 87-92.
2. Кирюшина А.И., Ажнин Е.И. и др. Концепция тяжеловодного изотопного реактора нового поколения: Сб. докл. на конф. «Усовершенствованные тяжеловодные реакторы» (Москва, ГНЦ РФ-ИТЭФ, 18-20.11.1997). - М., 1997. - С. 25-44.
3. Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С. и др. О необходимости разработки тяжеловодного blankets ЭЛЯУ с высокой плотностью потока нейтронов: Сб. докл. на конф. «Усовершенствованные тяжеловодные реакторы» (Москва, ГНЦ РФ-ИТЭФ, 18-20.11.1997). - М., 1997. - С. 139-160.
4. Ильичев Б.И., Селиверстов В.В. и др. Энергетический реактор предельной безопасности с газовым теплоносителем и тяжеловодным замедлителем: Сб. докл. на конф. «Усовершенствованные тяжеловодные реакторы» (Москва, ГНЦ РФ-ИТЭФ, 18-20.11.1997). - М., 1997. - С. 45-59.

Поступила в редакцию 23.11.99.

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.311.25:621.039(571.16)

Nuclear Power Engineering in the Power Supply System of Tomsk \V.N. Mescheryakov, V.I. Boiko, F.P. Koshelev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 6 pages. – References, 7 titles.

A comparison of ecological and economical aspects of coal and nuclear energy usage in the power supply system of Tomsk is made.

Ecological and economical consequences of hypothetical situation when NPP-1 and NPP-2 of Siberian chemical plant would be replaced by heat-power plants working on coal are surveyed.

УДК 621.039.586

The Analysis of Conditions of Transient Process for the De-energization of the Power Unit \A.Yu. Prohodtsev, N.L. Sal'nikov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 7 pages, 1 illustration, 2 tables. – References, 7 titles.

Forming of initial and boundary conditions for usage of the RELAP5code for an analysis of the transient process under de-energization of the VVER-1000 unit is considered. It is shown that the worst conditions as to the safety in design accidents under de-energization of the unit are formed in the case fast reduction device failure.

УДК 539.17.013

Exact and Numerical Solutions of Nonlinear Thermal Conductivity and Kinetic Equations \V.A. Galkin, M.A. Zaboudko; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 10 pages, 8 illustrations. – References, 11 titles.

The methods of solution of nonlinear thermal conductivity and kinetic equations are considered in this paper. Some exact solutions for Stefan problem are received. Numerical regularization is made on the base of the Galerkin method. Convergence problems are investigated.

УДК 621.039.524.7:621.039.574.5

Heavy-Water Installations in Russia \O.V. Shvedov, A.S. Gerasimov, G.V. Kiselev, V.V. Seliverstov, V.V. Petrunin, V.V. Shidlovsky; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 11 pages. – References, 4 titles.

The review of work of the State Scientific Center of Russian Federation-Institute of Theoretical and Experimental Physics - scientific leader in the heavy-water reactors design is represented in this paper. Results of exploitation of the industrial heavy-water reactor L-2, working in isotopic mode are described. It is informed about the conceptual propositions on the development of new isotopic heavy-water reactor for providing of requirement in radionuclides. The results of examination of subcritical systems for extermination of long-lived radioactive wastage and production of energy are stated.

УДК 519.6, 539.1

Atomic Dynamics of Liquid Potassium and Potassium-oxygen Melt from Data of the Molecular-dynamics Simulation and Inelastic Neutron Scattering Experiments \I.Yu. Shimkevich, M.V. Zaezjev, V.V. Kuzin, A.G. Novikov, V.V. Savostin, A.L. Shimkevich; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 9 pages, 5 illustrations. – References, 36 titles.

An algorithm and procedure for the molecular-dynamics (MD) simulation of liquid potassium and the potassium-oxygen melts are presented. The results of MD-calculation are compared with experimental data on the inelastic neutron scattering. Such approach is the most effective method for studying structural and dynamical properties of condensed matter on the microscopic level.