

ОПЫТ СОЗДАНИЯ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ПРОМЫШЛЕННОЙ ТЯЖЕЛОВОДНОЙ РЕАКТОРНОЙ ТЕХНОЛОГИИ

В.В. Петрунин

ГУП ОКБМ, г. Нижний Новгород



В статье представлена эволюция развития тяжеловодной реакторной технологии. Изложены особенности конструкции промышленных тяжеловодных реакторов и этапы внедрения производства радиоактивных изотопов на реакторе Л-2. Представлена концепция нового тяжеловодного промышленного реактора. Выполнен анализ экономической эффективности создания нового ТВР. Проведен многовариантный расчет экономики ТВР по общероссийской методологии с использованием аттестованной программы ТЭО-ИНВЕСТ, разработанной ИПУ-РАН. Результаты расчетов позволили сделать вывод о том, что при текущем уровне мировых цен на изотопную продукцию инвестиционный проект нового ТВР имеет высокие показатели доходности и окупаемости.

ВВЕДЕНИЕ

Создание промышленных тяжеловодных реакторов (ТВР) было вызвано необходимостью их использования для получения делящихся оружейных материалов, поскольку свойства тяжелой воды как наиболее эффективного замедлителя нейтронов позволяют обеспечивать более высокие, по сравнению с другими типами реакторов, накопления кондиционного плутония на единицу выгружаемого топлива. Так, по сравнению с уран-графитовыми реакторами, для получения одинакового количества Pu-239 при той же мощности требуется почти в 10 раз меньше U-235, количество же тяжелой воды, необходимой для поддержания цепной реакции деления, в 60 раз меньше, чем сверхчистого графита. Кроме того, тяжелая вода обладает хорошими теплофизическими свойствами, что позволяет использовать ее одновременно в качестве замедлителя нейтронов и теплоносителя для съема тепловыделений с ТВЭЛов в активной зоне реакторов.

Первый исследовательский реактор на естественном металлическом U-235 с тяжелой водой в качестве замедлителя нейтронов был пущен в США в 1944 г. Масовое сооружение промышленных тяжеловодных реакторов началось в 1953-1955 гг., их общая характеристика представлена в табл. 1 [1].

Работы над созданием и освоением промышленных тяжеловодных реакторов в России проводились параллельно с аналогичными работами в США.

Первый исследовательский тяжеловодный реактор был спроектирован в ОКБ "Гидропресс" в 1947 г., а в апреле 1949 г. на территории ИТЭФ был произведен его пуск. Научное руководство при разработке и создании тяжеловодных реакто-

Таблица 1

Промышленные тяжеловодные реакторы США

№	Реактор	Год пуска	Год останова	Срок эксплуатации	Место расположения
1	R	1953	1964	11	Саванна-Ривер
2	P	1954	1988	34	
3	L	1954	1968 Реконструирован в 1985-88 гг.	29	
4	K	1954	1988	34	
5	C	1955	1987	32	

ров осуществлялось ГНЦ ИТЭФ. Главным конструктором всех последующих исследовательских и промышленных тяжеловодных реакторов, построенных в России и за рубежом является ГУП ОКБМ им. И.И. Африкантова. Общая характеристика этих реакторов представлена в табл. 2.

Таблица 2

Промышленные тяжеловодные реакторы, спроектированные в России

№	Реактор	Год ввода в эксплуатацию	Год останова	Срок эксплуатации	Место расположения
1	ОК-180	1951	1965	14	ФГУП ПО "Маяк" г.Озерск
2	ОК-190	1955	1965	10	
3	ОК-190М	1966	1986	20	
4	Л-2	1988	Работает	14	
5	ОК-187	1957	1986	29	ИТЭФ г.Москва
6	ОК-177	1958	Модернизирован		Китай
7	ОК-177Ю	1959	1987	28	Югославия, г.Винча

При создании и эксплуатации промышленных тяжеловодных реакторов проведен большой комплекс научно-исследовательских, опытно-конструкторских и технологических работ, в результате чего была разработана и освоена надежная реакторная технология, которая с успехом может быть применима к производству как оружейных, так и широчайшего спектра "коммерческих" радиоактивных изотопов.

ОСОБЕННОСТИ КОНСТРУКЦИИ РОССИЙСКИХ ПРОМЫШЛЕННЫХ ТЯЖЕЛОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ

Конструктивные особенности промышленных тяжеловодных реакторов определяются специфическими требованиями к режимам его работы, которые должны обеспечивать эффективную наработку в активной зоне оружейных материалов, и уникальными свойствами тяжелой воды, позволяющими реализовать в этих реакторах:

- минимальную критическую массу, т.к. тяжелая вода (окись дейтерия), являясь хорошим замедлителем нейтронов и имея минимальное паразитное сечение поглощения нейтронов (5 миллибарн), позволяет увеличить эффективность использования загружаемого топлива, в качестве которого возможно применение как обогащенного, так и природного урана;

- возможность изменения в широких масштабах состава и композиции активной зоны с организацией большого тяжеловодного отражателя и больших облучаемых объемов. В силу большой диффузионной длины пробега нейтронов в тяжелой воде – 147 см (2,7 см в H_2O), последнее свойство присуще только тяжеловодным реакторам;

- возможность гибкого управления нейтронным потоком (общим и локальным) с целью обеспечения возможности производства радиоизотопов со сверхвысокими удельными активностями и выпуска необходимого количества изотопов в сроки, наиболее благоприятные с точки зрения конъюнктуры рынка;

- возможность изменения в широком диапазоне (от 0,1 до 0,01) жесткости нейтронного спектра (отношение макросечения поглощения к макросечению замедления), обеспечивает необходимое качество производимых изотопов и новых делящихся материалов;

- отрицательные эффекты реактивности, обеспечивающие реактору высокий уровень безопасности.

Тяжеловодный реактор представляет собой сложное инженерное сооружение со многими специфическими особенностями и значительным количеством нестандартного оборудования. К конструкции реактора предъявляются повышенные требования по герметичности контура и исключению потерь тяжелой воды при проведении технологических операций. Вследствие низких параметров теплоносителя (давление менее 0,5 МПа, температура менее 100°C) тяжеловодным реакторам присущи:

- отсутствие необходимости мощных корпусов реактора и оборудования высокого давления, а, следовательно, более простое, как в изготовлении, так и в обслуживании, и более надежное оборудование теплообменных контуров;

- возможность перегрузки изотопных каналов на мощности;

- низкий уровень температуры топлива в условиях нормальной эксплуатации и малые перепады температуры в твэле. Применение дисперсионной топливной композиции обеспечивает хорошую теплопроводность топливного слоя. При этом обеспечивается удержание продуктов деления в топливном материале, как в условиях нормальной эксплуатации, так и при авариях, включая запроектные;

- большая теплоаккумулирующая способность активной зоны, масса воды на единицу мощности относительно велика;

- возможность применения в качестве конструкционных материалов низкопоглощающих и малоактивируемых алюминиевых сплавов;

- малая вероятность разгерметизации или разрушения оборудования с потерей теплоносителя.

Одноцелевое использование реакторов исключает зависимость от конечного потребителя электроэнергии, что значительно снижает количество переходных режимов и положительно сказывается на сроке службы оборудования.

Промышленные реакторы ОК-180, ОК-190, ОК-190М – однотипные корпусные канальные реакторы с тяжеловодным теплоносителем и замедлителем [2]. Корпуса первых промышленных тяжеловодных реакторов (внешний и внутренний) были выполнены из алюминиевого сплава Сав2. Реакторы имели нижний подвод и отвод теплоносителя. Для удаления и сжигания, образующейся при радиоллизе теплоносителя «гремучей смеси», предусматривался газовый контур. Основные узлы и детали технологических каналов выполнены также из алюминиевых сплавов, которые в целях защиты от коррозии анодированы. Конструкция технологического канала имела устройства контроля температуры теплоносителя на изливе из каналов, контроля расхода теплоносителя через канал и регулирования расхода

теплоносителя. Выгрузка твэлов производилась через нижний наконечник канала в полость напорной камеры, откуда гидротранспортом доставлялась к месту последующей выдержки.

Причина вывода этих реакторов из эксплуатации была обусловлена возникновением течи корпуса в районе сливных патрубков из-за высоких температурных напряжений в материале патрубков из-за разности температур входа-выхода. В сочетании с невысокими механическими свойствами материалов корпусных конструкций – алюминиевых сплавов, температурные напряжения привели к возникновению трещин в корпусе и течи теплоносителя. Вылившийся теплоноситель собирался существующими дренажными системами и возвращался в контур. Также существенным недостатком конструкции этих реакторов, как показал опыт их эксплуатации, явился механизм нижней разгрузки каналов с помощью системы гидротранспорта. Периодически во время перегрузки происходило заклинивание механизма рабочими блоками. Тем не менее, первые тяжеловодные реакторы полностью выполнили поставленную задачу. Они обеспечили страну необходимым сырьем и послужили основой для разработки и строительства следующего тяжеловодного реактора Л-2, который был пущен в 1988 г.

Учитывая опыт эксплуатации ОК-180, ОК-190 и ОК-190М, при проектировании реактора Л-2 в его конструкцию было внесено много серьезных изменений. Принципиальными были: замена материала корпуса реактора на нержавеющую сталь, введение верхней перегрузки каналов, замена водяной защиты на графитобетон. Промышленный тяжеловодный реактор Л-2 – корпусной канальный с тяжеловодным замедлителем, отражателем и теплоносителем (рис. 1).

Установка состоит из четырех циркуляционных петель теплообмена, объединенных разделительной камерой. В составе контуров в большей части использовано

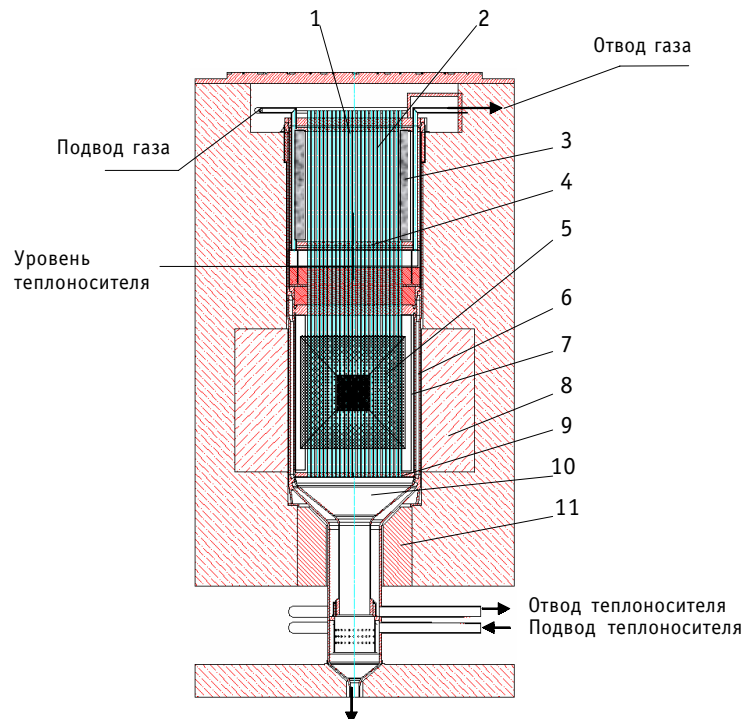


Рис. 1. Реактор Л-2: 1 – плита верхняя; 2 – каналы; 3 – защита верхняя; 4 – гидрозатвор; 5 – зона активная; 6 – корпус наружный; 7 – корпус внутренний; 8 – боковая защита (графитобетон); 9 – плита нижняя; 10 – напорная камера; 11 – защита нижняя

основное оборудование реактора ОК-190М. Первый контур – замкнутый, с теплоносителем D_2O , второй – разомкнутый, теплоносителем в нем является озерная вода, сбрасываемая после нагрева в теплообменниках обратно в озеро. Для удаления образующейся во время работы реактора “гремучей” смеси ($D_2 + O_2$) и паров теплоносителя организована продувка воздуха полости над уровнем теплоносителя системами «чистого» и «грязного» газов. Непосредственно над зеркалом воды располагается зона “грязного” газа, между пробкой и крышкой реактора – зона “чистого” газа. Наличие зоны “чистого” газа смягчает радиационную обстановку в центральном зале и позволяет производить перегрузку каналов на работающем реакторе. В вертикально расположенных каналах, закрепленных на крышке реактора, размещаются ТВС, датчики внутриреакторного контроля, стержни СУЗ, изотопные блоки и организуется их эффективное охлаждение. Внутренний корпус разделяет потоки теплоносителя, поступающего и сливающегося из реактора, а также фиксацию в плитах (верхней и нижней) составных частей активной зоны от перемещений. Активную зону образуют ТВС, расположенные в технологических каналах, в качестве поглотителя в изотопные каналы устанавливаются кобальтовые и иридиевые блоки. За активной зоной расположен радиальный отражатель, формируемый слоем замедлителя. В радиальном отражателе установлены каналы с изотопными блоками. Подвод и отвод теплоносителя из реактора осуществляется в нижней части корпуса через разделительную камеру. Нижняя часть разделительной камеры соединена с системой шламоудаления, предназначенной для удаления просыпи блоков и их частей из реактора, а также для продувки нижней части реактора во избежание скапливания в разделительной камере шлама. Перегрузка реактора осуществляется на остановленном реакторе выгрузкой каналов, а выгрузка изотопных каналов (шампуров и пеналов с изотопной продукцией) – на полной мощности через верх реактора. Возможно осуществление выгрузки технологических каналов при работе реактора на пониженной мощности (в случае аварийной ситуации).

ПРОИЗВОДСТВО РАДИОИЗОТОПОВ НА РЕАКТОРЕ Л-2

Начавшийся во второй половине 80-х гг. процесс разоружения и подписание соответствующих соглашений между правительствами России и США привел к остановке всех проточных промышленных уран-графитовых реакторов, в том числе реакторов АВ-1, АВ-2, АВ-3 на ПО «Маяк», на которых осуществлялась попутная наработка изотопов. Были остановлены многие исследовательские реакторы, выработавшие свой ресурс, где также нарабатывались изотопы. Возник острый дефицит радиоактивных изотопов. Перед разработчиками и эксплуатационниками была поставлена уникальная задача – в кратчайшие сроки разработать и организовать на реакторе Л-2 производство радиоактивных изотопов и радиоактивных источников. Эта задача потребовала проведения большого объема научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по обоснованию нейтронно-физических и теплогидравлических параметров активной зоны, разработки конструкции новых изотопных каналов и блоков с различными облучаемыми веществами, отработки новых режимов работы реактора, обоснования безопасности реактора в этих новых режимах и проведения технико-экономических исследований [3]. Реактор Л-2 обладает рядом присущих тяжеловодным реакторам свойств – достаточно высокий поток тепловых нейтронов – $10^{14} \text{ см}^{-2} \times \text{с}^{-1}$, большой облучаемый объем (радиальный отражатель – объем $\sim 9,5 \text{ м}^3$, ширина $\sim 300 \text{ мм}$), высокий коэффициент использования нейтронов (коэффициент конверсии $X \sim 0,9-1$ в начале кампании, $\sim 0,6-0,7$ в конце). Эти свойства позволили нарабатывать широкий

Таблица 3

Перечень радионуклидов, которые могут нарабатываться в реакторе Л-2

"Порошковые" нуклиды	"Цикловые" нуклиды			Радионуклиды
⁶⁵ Zn	³² P	⁸⁶ Rb	¹⁴¹ Ce	⁶⁰ Co
⁷⁵ Se	³⁵ S	⁸⁹ Sr	¹⁴⁷ Nd	⁹⁵ Zr + ⁹⁵ Nb
¹¹⁰ Ag	⁴⁵ Ca	¹¹¹ Ag	¹⁵³ Gd	¹⁰³ Ru + ^{103m} Rh
¹²⁴ Sb	⁴⁶ Sc	¹¹³ Sn	¹⁶⁰ Tb	¹³¹ Ba
¹³⁴ Cs	⁵¹ Cr	¹¹⁴ In	¹⁶⁹ Er	¹³³ Ba
¹⁵² Eu	⁵⁵ Fe	^{115m} Cd	¹⁶⁹ Yb	²¹⁰ Bi
¹⁷⁰ Tm	⁵⁹ Fe	¹²³ Sn	¹⁷⁵ Hf	
¹⁹² Ir (порошок)	⁶³ Ni	^{125m} Te	¹⁸² Ta	
²⁰⁴ Tl	⁷¹ Ge	^{127m} Te	¹⁸⁵ W	
	⁸⁵ Sr	¹³¹ I	¹⁹¹ Os	

спектр радиоизотопов на реакторе Л-2 (см. табл. 3). Общее количество изготавливаемых и облучаемых в реакторе различных изотопных блоков около 5000 шт. в год. При наличии соответствующего заказа на реакторе Л-2 возможна организация наработки легированного кремния.

Для сравнения следует сказать, что в настоящее время существует порядка 2000 радиоактивных нуклидов, из них только 70 – природные, остальные – искусственные. По своим ядерно-физическим свойствам 300 радиоактивных нуклидов находят применение в различных сферах деятельности. Из них в России и за рубежом выпускаются, в основном, 160 радиоактивных нуклидов 80-ти химических элементов. Области применения радиоактивных нуклидов отражены в табл. 4.

Ввиду сложности и большого объема работ, разработка и внедрение новых

Таблица 4

Применение радиоактивных нуклидов

Область применения		Радиоактивные нуклиды
Промышленность	Контрольно-измерительная техника	Гамма-источники ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am Бета-источники ¹⁴⁷ Pm, ⁸⁵ Kr, ⁹⁰ Sr Нейтронные источники ²⁴¹ Am-Be, ²²⁶ Ra-Be, ²⁵² Cf
	Облучательная техника, индикация	¹⁹² Ir, ¹⁴⁰ La, ⁵¹ Cr, ¹⁹⁸ Au, ¹³¹ I, ⁶⁰ Co, ³⁵ S, ⁵⁹ Fe, ³² P, ²⁴ Na, ⁸² Br
	Радиоактивные источники излучения	⁶⁰ Co, ¹⁹² Ir, ¹⁵⁷ Cs, ⁸⁵ Kr, ²³⁸ Pu, ²⁴¹ Am, ²⁴⁴ Cm, ²³⁷ Np, ²⁵² Cf
Сельское хозяйство		³ H, ¹⁴ C, ³² P, ³⁵ S, ¹³¹ I
Физико-химическая биология		Наибольшее применение нашли меченные ³ H, ¹⁴ C, ³⁵ S, ³² P соединения
Медицина		Реакторные (период полураспада) – ^{99m} Tc (6,02 ч), ^{113m} In (1,7 ч), ¹³³ Xe (5,25 сут), ⁵⁸ Co (71 сут), ¹³¹ I (8,06 сут), ¹²⁵ I (60,0 сут), ¹⁹⁸ Au (2,7 сут)
		Циклотронные (период полураспада) – ¹²³ I (13 ч), ²⁰¹ Tl (70,0 ч), ¹¹ C (20,4 мин), ¹³ N (10 мин), ¹⁵ O (2,05 мин), ¹⁸ F (109,7 мин).
		Генераторные системы – ⁶⁸ Ge- ⁶⁸ Ga, ⁸¹ Rb- ⁸¹ Kr, ⁸² Sr- ⁸² Rb, ⁸⁷ Y- ^{87m} Sr, ¹³⁷ Cs- ^{137m} Ba, ¹⁹¹ Os- ^{191m} Ir

режимов работы реактора Л-2 осуществлялась в несколько временных этапов [4]:

- в 1990-1992 гг. освоен режим массовой наработки кобальта-60 в количестве 10 МКи/год;
- в 1992-1994 гг. разработаны и внедрены режимы наработки радионуклидов в зоне бокового отражателя реактора;
- в 1994-1996 гг. разработаны и внедрены высокопоточные полиячейки (“ловушки” нейтронов) для наработки радионуклидов с высокой удельной активностью (иридий-192, кобальт-60);
- в 1996-2002 гг. проведено усовершенствование режимов работы, производительность по кобальту-60 доведена до 13,7 МКи/год с удельной активностью 100-130 Ки/год; в настоящее время выполнены проработки увеличения производительности по кобальту-60 до 18 МКи/год, что позволит обеспечить практические потребности в изотопах внутреннего рынка России и до 20% потребностей внешнего рынка.

Благодаря наращиванию выпуска изотопной продукции и тенденциям роста рыночных цен на нее создаются условия для рентабельной эксплуатации реактора Л-2.

КОНЦЕПЦИЯ ИЗОТОПНО-ПРОМЫШЛЕННОГО РЕАКТОРА И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ТЯЖЕЛОВОДНОЙ ТЕХНОЛОГИИ

Эксперты МАГАТЭ прогнозируют, что устойчивое снабжение растущего мирового рынка изотопами станет одним из приоритетных направлений развития ядерных технологий XXI в. [5]. Исходя из этого, целесообразно создание изотопно-промышленного ТВР с улучшенными технико-экономическими показателями и повышенными характеристиками безопасности [6].

При разработке ТВР реализуются такие принципы, как совершенствование конструкции, развитие свойств внутренней самозащищенности и использование пассивных систем безопасности, экономическая эффективность.

Изотопно-промышленный ТВР предназначен для производства практически любых известных радиоизотопов (специального, промышленного и медицинского назначения) с требуемыми удельными активностями (включая сверхвысокие), радиационного легирования материалов и наработки новых делящихся изотопов. Возможна реализация, наряду с обычным режимом работы, и высокопоточного режима (на уровне $2...5 \cdot 10^{14}$ см⁻²·с⁻¹), достигаемого за счет изменения состава и композиции активной зоны в целом или локально, с образованием “нейтронных ловушек”. В этом режиме возможна наработка трансплутониевых элементов (главным образом, Cf²⁵²) и трансмутация продуктов деления и младших актинидов. По одному из основных радиоизотопов – ⁶⁰Co – производительность может достигать 40 МКи/год.

Учитывая высокую тепловую мощность реактора, рассматривается возможность практического использования вырабатываемого тепла для нужд самой реакторной установки и других потребителей (обогрев, получение электрической энергии и т.п.). Для утилизации вырабатываемого низкопотенциального тепла (менее 100°C) возможно использование теплонасосных установок с использованием хладагента, например, фреона, циркулирующего через промежуточный теплообменник между 2 и 3 контурами.

АПРОБИРОВАННОСТЬ ТЕХНИЧЕСКИХ РЕШЕНИЙ

В конструкции ТВР на базе многолетнего опыта проектирования и эксплуатации как промышленных тяжеловодных, так и другого типа реакторов (ВВЭР, АСТ, БН) применены простые, апробированные ранее конструктивные решения:

- корпусной реактор со свободным уровнем теплоносителя и газовой зоной, играющей роль компенсатора объема, с вертикально расположенными каналами, доступными для загрузки и выгрузки элементов активной зоны из центрального зала;
- петлевая компоновка РУ (рис. 2) с регулируемыми параметрами ГЦН, упрощающая монтаж оборудования, его осмотр и возможную замену, и позволяющая менять мощность реактора в зависимости от конкретного режима работы с целью обеспечения максимальной экономичности РУ;
- составные части активной зоны (ТВС, изотопные блоки, стержни СУЗ) заимствованные и апробированные многолетней безаварийной эксплуатацией на реакторе Л-2;
- исполнительные механизмы СУЗ реечного типа, обеспечивающие жесткую связь со стержнем СУЗ;
- САОР – петля аварийного охлаждения реактора, баки запаса технической воды (рис.3);
- газовый контур циркуляции, системы водоочистки, депротизации и детритизации для поддержания заданного состояния водно-химического и газового режимов;
- наличие перегрузочного комплекса типа РБМК.

Использование в максимальной степени апробированных технических решений, исключает необходимость выполнения широкомасштабных НИР, требуется ОКР по отработке отдельного оборудования, имеющего свои особенности, – перегрузочной машины, петли аварийного расхолаживания.

ПОКАЗАТЕЛИ НАДЕЖНОСТИ

Назначенный срок службы несъемного оборудования 60 лет, который обеспечен для корпусных конструкций реактора низкими параметрами теплоносителя и низким флюенсом нейтронов. В высокопоточном режиме работы флюенс за время эксплуатации не превысит нормируемых значений 10^{22} м^{-2} .

Назначенный срок службы теплообменников и ГЦН, выполненных из нержавеющей сталей, составляет 30 лет, что подтверждено сроком их эксплуатации в составе нескольких выведенных из эксплуатации промышленных реакторов. На-

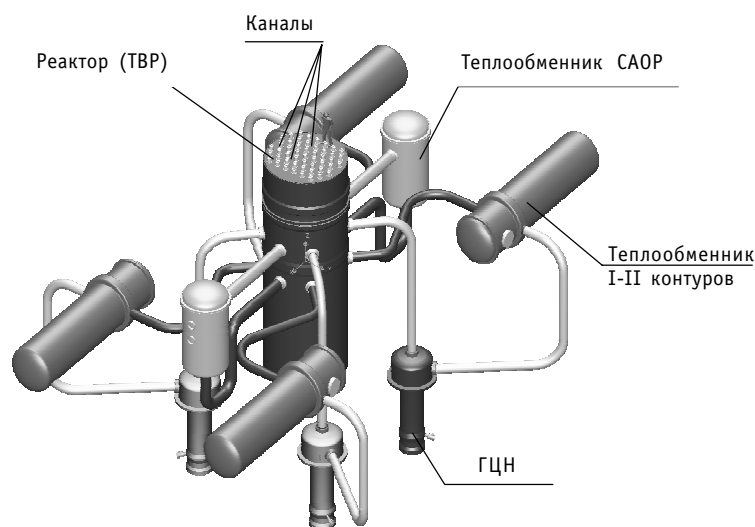


Рис. 2. Компоновка промышленной тяжеловодной реакторной установки

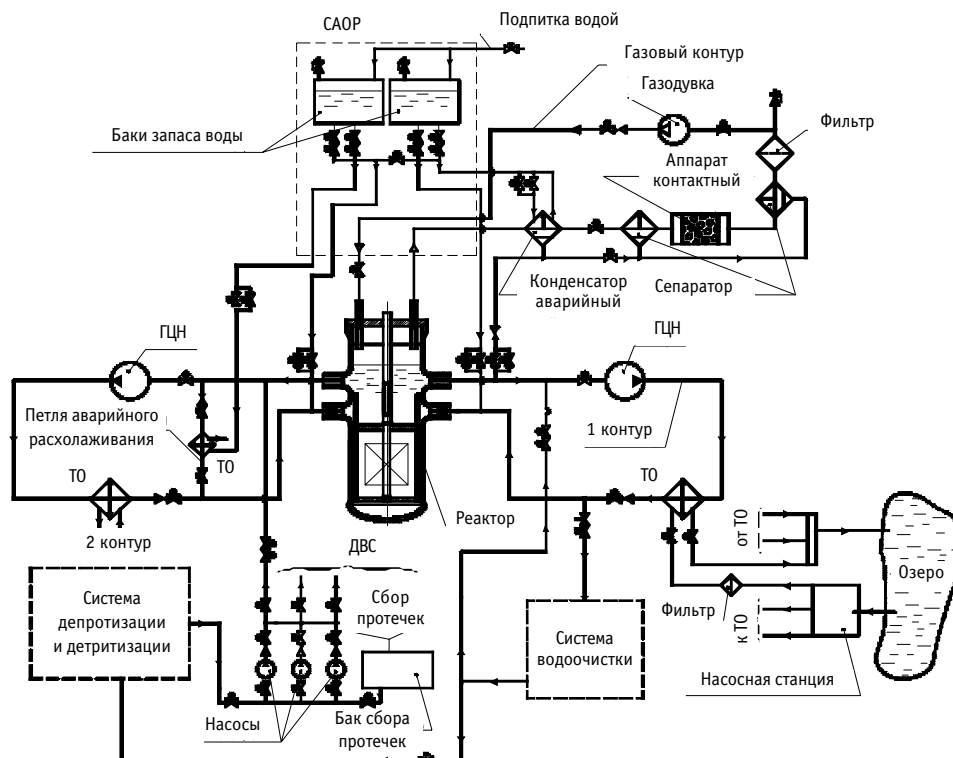


Рис. 3. Принципиальная схема промышленной тяжеловодной реакторной установки

дежность приводов СУЗ речного типа подтверждена многолетним опытом эксплуатации установок ВВЭР-440 в течение 25 лет (с 1972 г.). Такие механизмы успешно эксплуатируются в реакторах на быстрых нейтронах: БН-350 с 1971 г. (наработка 162690 ч), а также на БН-600 с 1980 г. (наработка 116000 ч).

ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ

Безопасность обеспечивается за счет реализации принципа глубоко эшелонированной защиты, предусматривающего применение системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности, а также по защите персонала, населения и окружающей среды.

Разработка нового ТВР осуществляется в соответствии с требованиями действующих в России федеральных законов, правил и норм по безопасности для атомных станций, требованиях отечественных и зарубежных эксплуатирующих организаций к усовершенствованным ядерным установкам.

Высокий уровень безопасности реакторной установки обеспечивается свойствами внутренней самозащищенности, направленными на самоограничение энерговыделений и самоглушение реактора, скорости разогрева, масштабов разгерметизации первого контура, сохранение целостности корпуса реактора, включая:

- отрицательные коэффициенты реактивности;
- меньшую (~30 кВт/л) по сравнению с легководными реакторами типа ВВЭР (80-110 кВт/л) энергонапряженность активной зоны;
- низкие параметры (давление и температура менее 2 МПа и 100°C) теплоносителя 1 контура, значительно снижающие возможность его разгерметизации по

сравнению с энергетическими реакторами.

Меньшая энергонапряженность активной зоны приводит к повышению надежности элементов а.з., к возможности использовать в качестве конструкционных материалов твэлов и каналов алюминиевые сплавы, которые обладают хорошими теплофизическими свойствами, а после эксплуатации – значительно меньшей остаточной активностью, чем нержавеющие и циркониевые сплавы.

Внутренняя самозащищенность реакторной установки обусловлена также техническими решениями, обеспечивающими устойчивость реактора к всевозможным возмущениям, в том числе ошибкам персонала и действиям диверсионного характера:

- расположение патрубков подачи и отвода теплоносителя выше активной зоны совместно с мерами, предотвращающими сифонный эффект (установка на патрубках сужающих устройств и предохранительного клапана, срабатывающего при снижении давления в контуре ниже атмосферного и прерывающего сифонный эффект), исключают потерю замедлителя и теплоносителя из объема активной зоны при разгерметизации трубопроводов и оборудования;
- применение ТВС в виде дисперсионной топливной композиции на основе алюминиевой матрицы с расположенными в ней частицами двуокиси урана;
- петли аварийного охлаждения реактора обеспечивают снятие остаточных энерговыделений без превышения проектных температур элементов активной зоны за счет естественной циркуляции;
- расположение дроссельной плиты ниже активной зоны, а также применение исполнительных механизмов электромеханического типа, где обеспечивается жесткая связь со стержнем СУЗ, исключают самопроизвольное удаление из активной зоны топливного, изотопного каналов и стержней СУЗ;
- для исключения ошибки при перегрузке – установка ТВС взамен поглотителя, внутренний диаметр изотопных каналов выполнен меньшим, чем у технологических каналов;
- реализация в реакторе дополнительного (резервного) канала системы аварийной защиты, обеспечивающего введение в активную зону поглощающего материала карбида бора естественного (в специально выделенные для этой цели сухие каналы). Для обеспечения эффективности этой системы (~2 – 3% $\Delta k/k$) потребуется выделение 6 – 9-ти каналов.

Для выполнения требуемых функций в составе РУ, наряду с активными системами, предусмотрены пассивные системы безопасности:

- САОР – подача воды на аварийные теплообменники или непосредственно в реактор самотеком из баков запаса технической воды, петли естественной циркуляции;
- СУЗ – падение стержней СУЗ при обесточивании или поглощающего материала из карбида бора под собственным весом.

Условия эксплуатации реактора обеспечивают предотвращение объемного газообразования, накопления дейтерия в газовых средах реактора и технологических помещениях, предотвращение или минимизацию образования в газовой среде реактора окислительных продуктов.

Эти условия обеспечиваются ведением заданного водно-химического режима, который

- обеспечивает непревышение заданных пределов по коррозионно-агрессивным примесям;
- предотвращает образование отложений продуктов коррозии на внутренних поверхностях 1-го контура;

- способствует надежному и интенсивному теплообмену;
- поддерживает минимальный уровень радиоактивности тяжеловодной среды, трубопроводов и оборудования.

В состав систем, обеспечивающих заданные показатели состояния водно-химического режима первого контура, входят системы водоочистки, детритизации и депротизации тяжелой воды.

Ввиду отсутствия в России промышленного производства в необходимых объемах тяжелой воды предполагается для изотопно-промышленного ТВР использовать имеющуюся тяжелую воду, очищенную от трития. Для этого создается установка необходимой мощности по разделению изотопов водорода с использованием новой технологии разделения в системе вода-водород на базе гидрофобных катализаторов, которая будет использоваться для очистки тяжелой воды от трития.

Для очистки газовой полости реактора от водорода, выделяющегося при радиолизе теплоносителя, предусмотрен газовый контур циркуляции с сжиганием "гремучей смеси" в каталитическом дожигателе.

Для предотвращения или ограничения распространения выделяющихся при авариях радиоактивных веществ предусматривается герметичное ограждение (контейнмент), внутри которого расположены реактор, оборудование и системы с радиоактивным теплоносителем. Надежность удержания радиоактивных продуктов в пределах герметичного ограждения обеспечивается установленным уровнем герметичности контейнмента, поддержанием разрежения в помещениях с основным оборудованием и очисткой вентилируемого воздуха системой вентиляции.

ЭКОНОМИЧЕСКАЯ ЭФФЕКТИВНОСТЬ ИЗОТОПНО-ПРОМЫШЛЕННОГО РЕАКТОРА

Коммерческий эффект от эксплуатации тяжеловодных промышленных реакторов может быть получен при выполнении следующих условий:

- наличие спроса на коммерческую изотопную продукцию на внутреннем и внешнем рынках;
- соответствие качества изотопной продукции и условий ее поставки требованиям потребителя;
- эксплуатационные издержки, определяющие себестоимость продукции, формируются, исходя из рыночных цен на потребляемые ресурсы (в том числе урановое сырье, энергоресурсы, расходные материалы, водопотребление), а также с учетом требований действующего налогового законодательства;
- себестоимость производимой продукции заведомо ниже рыночных цен на нее, а объемы продаж таковы, что за счет выручки от продаж полностью покрываются издержки производства, налоги, не включаемые в себестоимость, и формируется чистая прибыль;
- окупаемость капитальных вложений в строительство объекта обеспечивается в сроки, удовлетворяющие инвестора.

Для нового проекта может быть применен подход, используемый в мировой практике и рекомендуемый для рассматриваемого случая общероссийской методической базой [7].

Эффективность проекта в целом определяется его потенциальной привлекательностью для всех участников (инвесторы, заказчик, предприятие, регион, бюджеты разных уровней и др.). Коммерческая эффективность проекта оценивается на основе анализа финансовых дисконтированных потоков на всем горизонте реализации проекта.

Таблица 5

Результаты расчетов

Наименование параметра	Величина			
1. Производительность по Co-60, МКи/год	40			
2. Норма дисконта, %	5			
3. Отпускная цена, \$/1Ки Co-60	0,9	1,3	1,5	2
4. Чистый дисконтированный доход за 30 лет, М\$	~90	~185	~260	~470
5. Дисконтированный срок окупаемости, лет	~20	~12,5	~10,5	~8
6. Доходы бюджета за 30 лет, М\$	~170	~380	~450	~620

Основными показателями коммерческой эффективности проекта являются: чистый дисконтированный доход (текущий, суммарный); срок окупаемости (простой, дисконтированный); индекс доходности инвестиций.

Капитальные затраты на строительство нового ТВР оценены на уровне 180 – 240 М\$, учитывая различные условия площадок возможного размещения.

При оценках (для упрощения) предполагалось, что строительство осуществляется за счет собственных средств Минатома, как заказчика и эксплуатирующей организации. Расчеты выполнены в ценах и условиях 2003 г. Тарифы на отпускную продукцию варьировались в диапазоне от действующих до прогнозных в ближайшей перспективе. Амортизация капитальных вложений и отчисления в ремонтный фонд по зданиям, сооружениям и оборудованию учитывались дифференцированно в соответствии с действующими нормативами. В числе эксплуатационных затрат учитывались затраты на обращение с РАО и ОЯТ и отчисления в фонд вывода объекта из эксплуатации.

Многовариантный расчет экономики ТВР проведен по общероссийской методологии с использованием аттестованной программы ТЭО-ИНВЕСТ, разработанной ИПУ РАН. Доходная часть формируется за счет продаж изотопной продукции, аналогично продажам тепловой и электрической энергии на АЭС. По прогнозным данным цена на изотопные источники может составлять (1,25 – 1,38) \$/Ки. На рис. 4 представлена зависимость накопленного сальдо (накопленного эффекта) от времени для первой половины службы объекта в диапазоне цен (0,9 – 1,3) \$/Ки. Результаты соответствующих расчетов сведены в табл. 5.

Из данных оценок следует, что при текущем уровне мировых цен на изотопную продукцию, инвестиционный проект ТВР имеет высокие показатели доходности и окупаемости. Прогнозируемое увеличение мировой цены на изотопную продукцию, обусловленное повышением спроса, позволяет дополнительно улучшить показатели проекта и повысить его устойчивость по отношению к финансовым рискам.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Как показал многолетний опыт эксплуатации, ТВР имеют широкие возможности использования их в качестве наработчиков изотопной продукции, учитывая большие облучаемые объемы, возможность варьирования нейтронного потока в требуемом диапазоне, включая тепловой и быстрый спектры нейтронов.

При разработке и внедрении изотопных режимов выполнен большой объем научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по обоснованию нейтронно-физических и теплогидравлических параметров активной зоны, разработке конструкций новых изотопных каналов и блоков с различными облучаемыми веществами, обоснованию безопасности реактора в этих новых режимах, проведе-

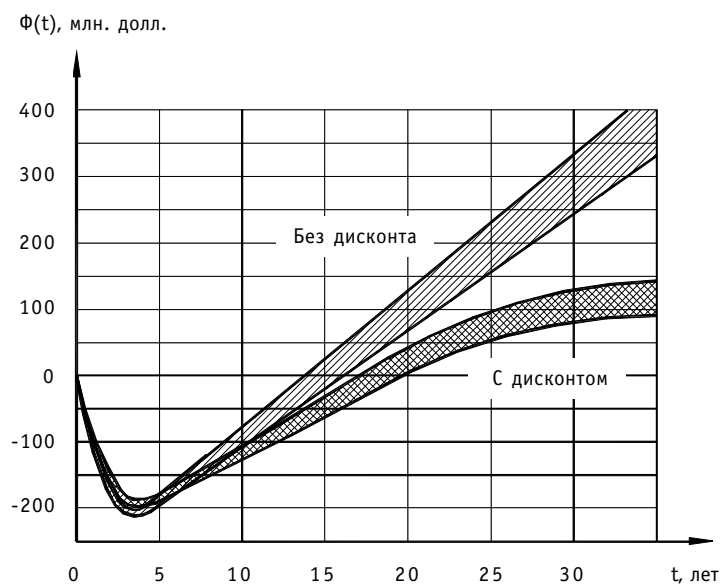


Рис. 4. Зависимость накопленного сальдо (эффекта) от времени для первой половины срока службы объекта

нию технико-экономических исследований.

Реактор Л-2 позволяет обеспечить практические потребности в изотопах внутреннего рынка России и поставки на экспорт. Общее количество изготавливаемых и облучаемых в реакторе различных изотопных блоков составляет около 5000 шт. в год.

Существующий режим эксплуатации реактора Л-2 при обоснованном увеличении производства изотопной продукции позволяет реализовать самоокупаемость объекта в рыночных условиях без дотаций.

Учитывая ограниченный срок эксплуатации реактора Л-2 и перспективность развивающегося рынка изотопов, целесообразно создание изотопно-промышленного ТВР с улучшенными технико-экономическими показателями и повышенными характеристиками безопасности.

Установка нового поколения является многоцелевой с точки зрения варьирования номенклатуры производимых на ней изотопов и новых делящихся материалов, обеспечивая необходимое их качество и количество в сроки, наиболее благоприятные с точки зрения конъюнктуры. При создании установки используется многолетний опыт проектирования и эксплуатации промышленных тяжеловодных реакторов, а также реакторов других типов, существующая экспериментальная база, отработанные технические решения. Проектные решения обеспечивают выполнение современных критериев и требований безопасности, развитие свойств самозащищенности РУ, применение и совершенствование пассивных систем безопасности, что позволяет обеспечить устойчивость реактора к внешним и внутренним воздействиям, ошибкам персонала и действиям диверсионного характера.

Приведенные экономические показатели изотопно-промышленного ТВР свидетельствуют о его экономической эффективности при коммерческом использовании, чистый дисконтированный доход уже за первую половину срока службы превысит (100 – 150) М\$ при существующих ценах на изотопную продукцию и до ~ 400М\$ при прогнозных ценах.

Литература

1. Production reactors: an outline overview 1944-1988, U.S. Department of energy, office of new production reactors, 1992.
2. Ажнин Е.И., Кодочигов Н.Г., Петрунин В.В., Соболев А.М. История и перспективы развития тяжеловодного направления реакторостроения в России/Сб. тр. Международной конф. «Электро-ядерные системы в перспективной ядерной энергетике» (Москва, 11-15 октября 1999 г.).
3. Киселев Г.В. Технология получения радиоактивных нуклидов в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1990.
4. Шведов О.В., Герасимов А.С., Киселев Г.В., Селиверстов В.В., Петрунин В.В., Шидловский В.В. Тяжеловодные установки в России//Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2000. - №1.
5. Nuclear Technology Review – 2000, IAEA, 2002 (GOV/2002/7).
6. Кирюшин А.И., Ажнин Е.И., Петрунин В.В. и др. Концепция тяжеловодного изотопного реакторного поколения/Сб. докл. Международной конф. “Усовершенствованные тяжеловодные реакторы” (Москва, ИТЭФ, 18-20 ноября 1997 г.).
7. Методические рекомендации по оценке эффективности инвестиционных проектов. – М.: Экономика, 2000.

Поступила в редакцию 26.09.2003

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.524.46

Industrial Heavy-Water Reactor Technology Creation Experience and Development Prospects \V.V. Petrunin; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 14 pages, 4 illustrations, 5 tables. – References, 7 titles.

The development of heavy-water reactor technology is presented in the report. The distinctive features of industrial heavy-water reactors and the introduction stages of radioactive isotopes fabrication at L-2 reactor are given. The concept of new heavy-water industrial reactor is presented. New HWR creation economic efficiency is analysed. Multiversion calculation of HWR economics was performed by Ail-Russian method using the certified TEO-INVEST code, developed by Russian Academy of Science Institute of Management Problems. Calculation results allowed making a conclusion that at the present level of world prices for isotope products the investment project of new HWR has high profitability and payback indices. The predicted increase of the world prices for isotope products caused by the demand rise allows additionally to improve project characteristics and to increase its stability to financial risks.

УДК 621.039.58

The Modern Approach to Methodology of Probabilistic Safety Analysis \Yu.V. Shvyryaev; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 8 pages. – References, 11 titles.

The brief description of probabilistic safety analysis (PSA) methodology which is used in present time for the development of the safety decisions at the designing and operation nuclear power plants (NPP) with WWER reactors.

PSA methodology includes the common probabilistic model describing the arising of NPP accident states exceeding the setting value of limiting accident consequences, list of the probabilistic safety indicators (PSI), the definition of basic tasks, methods, approaches, data base and computer codes to define full population of accident states and to perform PSI quantification and the approach for complex qualitative and quantitative estimation of safety level based on PSA results.

УДК 621.317

Magnetic Inspection of Pipelines in Industrial Water-Supply of NPPs \A.A. Abakumov, A.A. Abakumov (junior), E.A. Kasatov; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 7 pages, 8 illustrations, 1 table. – References, 2 titles.

The physical principles of magnetic methods of inspection of pipelines is reviewed. The main notice is given to problems of magnetic introsopes construction. The construction, principle of operation and performances of magnetic introsopes for external inspection of pipelines in industrial water-supply of NPPs is depicted.

УДК 621.039.53

The analysis of temperature distribution in front of a shock wave in metals \A.I. Trofimov, M.A. Trofimov, V.V. Hudasko; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 7 pages, 4 illustrations. – References, 9 titles.

Theoretical research of distribution of temperature in front of a shock wave in metals with the account convection, heat conductivities of a atomic lattice and electrons, an exchange of energy between a atomic lattice and electrons for a substantiation of a noncontact method of measurement of the intense status of metal of designs of the atomic power station is carried out on the basis of the phenomenon of occurrence EMF at shock loadings