

539.1  
B 85



МОСКОВСКИЙ ОРДЕНА ТРУДОВОГО КРАСНОГО ЗНАМЕНИ  
ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ

В. М. Мурогов М. Ф. Троянов

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ  
ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ  
С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕАКТОРОВ  
НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ



ВСЕСОЮЗНАЯ  
ШКОЛА ПО  
ТЕОРЕТИЧЕСКОЙ  
ЯДЕРНОЙ ФИЗИКЕ  
им. В. М. ГАЛИЦКОГО

Москва 1990

5397

Б85

Государственный комитет СССР по народному образованию

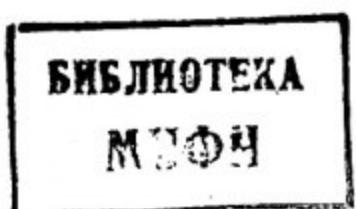
Московский ордена Трудового Красного Знамени  
инженерно-физический институт

В.М. Мурогов М.Ф. Троицкий

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ  
ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ  
С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕАКТОРОВ  
НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Текст лекции

Утверждено  
рассоветом института



Москва 1990

УДК 539.173

М у р о г о в В.М., Т р о я н о в М.Ф.  
Перспективы развития ядерной энергетики  
с использованием реакторов на быстрых  
нейтронах: Текст лекции. М.: МИФИ,  
1990. — 60с.

Обсуждаются масштабы современного  
состояния ядерной энергетики. Рассматрива-  
ются перспективные физико-технические ре-  
шения ее развития на основе реакторов на  
быстрых нейтронах.

© Московский  
инженерно-физический  
институт, 1990

## 1. ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И БЫСТРЫЕ РЕАКТОРЫ

Ядерная энергетика (ЯЭ) Советского Союза переживает сегодня сложное время. Чернобыльская авария возбудила широкое общественное неприятие АЭС, недоверие к аргументам о безопасности. В прессу, телевидение и радио хлынул поток эмоциональных псевдонаучных рассуждений и обоснований, питающих недоверие к специалистам и ученым.

Нельзя не признать и того, что стремление в предыдущие годы к форсированному развитию ЯЭ сопровождалось подчас неполным учетом всех факторов при выборе площадок. Ужесточение норм размещения АЭС привело к отказу от ряда площадок. Многие оппоненты ЯЭ считают, что за счет более интенсивного энергосбережения можно медленнее развивать не только ядерную, но и всю энергетику. Эти и другие факторы действуют объективно против ЯЭ.

С другой стороны, существуют факторы, которые объективно требуют развития ЯЭ, они достаточно серьезны и не утратили своего значения.

Прогнозные оценки структуры добычи топлива и производства первичной энергии показывают, что с учетом существенного снижения за 20 лет (в два раза) энергоемкости национального дохода, к 2010 г. доля ЯЭ в потреблении первичных энергоресурсов все равно должна вырасти с 4 до 16 %.

Замедление развития АЭС сегодня может создать трудности в будущем.

На начало 1989 г. в СССР установленная мощность АЭС составила 34,7 млн. кВт. Выработка электроэнергии ими за 1988 г. была 215 млрд.ч или 12,7 % от полного производства.

Пока колеблется прогноз установленной мощности на 2000 год. Называют цифру 110 – 120 млн. кВт как реально возможную и необходимую для требуемого уровня производства электроэнергии. Эта оценка учитывает замену мощностей, модернизацию старых тепловых станций, ресурсосбережение и др.

Вместе с тем существуют и очень консервативные мнения о том, что мощность АЭС к 2000 г. может составить значительно меньший размер – в диапазоне 55 – 80 млн. кВт.

Однако и самая высокая оценка существенно отличается от тех прогнозов, которые делались в начале 80-х годов. Тогда назывались на 2000 г. мощности 200 млн. кВт и даже более.

Аналогичная ситуация наблюдается и в наиболее развитых в промышленном отношении странах мира.

С одной стороны:

в 26 странах мира в настоящий момент находится в эксплуатации более, чем 431 ядерный энергетический реактор с суммарной установленной мощностью 331 ГВт электрических;

с учетом 335 блоков исследовательских реакторов в мире сейчас работает всего более 760 ядерных реакторов, а суммарный мировой опыт эксплуатации энергетических ядерных реакторов превысил 4600 реакторо-лет (на 1 сентября 1989 г.), из них быстрые реакторы — около 180;

в стадии строительства в 22 странах находится 137 блоков АЭС суммарной электрической мощностью 126,8 ГВт, и выданы заказы на сооружение еще 75 новых блоков АЭС;

в результате по оценкам МАГАТЭ в эксплуатации и на стадии строительства находятся 593 энергоблока суммарной электрической мощностью 482 ГВт, а произведенная ими электроэнергия в 2000 г. составит около 3000 ТВт·ч, т.е. вдвое превысит величину выработанной в 1986 г. электроэнергии на АЭС;

сегодня доля АЭС в мировом потреблении электроэнергии составляет 16 %, в 12 странах доля АЭС превысила 25 %, во Франции доля АЭС в электроэнергетике примерно 70 %, в СССР, как уже указывалось, — около 12,7 % (т.е. примерно 4 % в ТЭБ страны).

Таким образом, завершился важнейший этап выхода на промышленный уровень формирования базы (топливной и промышленной инфраструктуры) будущей ЯЭ.

С другой стороны, однако, масштабы современного развития ЯЭ (4 % в ТЭБ СССР и 8 % в ТЭБ мира) не соответствуют усилиям, материальным и денежным средствам, затраченным на ее развитие (по различным оценкам более нескольких сот миллиардов долларов). Более того, реальные масштабы развития РЭ в мире, как и в нашей стране, к настоящему времени ниже прогнозных данных 70-х годов более чем в 3 — 6 раз.

Эта изменившаяся ситуация означает, что отодвигается то время, когда станет необходимой экономия уранового сырья и потребуется развертывание широкого строительства быстрых реакторов. При этом следует подчеркнуть, что снижение темпов и масштабов развития ядерной

энергетики не меняет ее принципиальной роли в более отдаленном будущем в реальных условиях промышленно развитых стран. В свою очередь длительное функционирование крупномасштабной ядерной энергетики невозможно без расширенного воспроизводства, и поэтому работы по быстрым реакторам и их топливному циклу остаются важнейшей частью энергетических программ долгосрочного плана.

Тем более, что последние исследования и разработки, выполненные в нашей стране и за рубежом, показывают: развитие концепции реакторов на быстрых нейтронах и ее реализация становятся принципиально важными не только с точки зрения экономии топливных ресурсов, но и как наиболее перспективное направление создания предельно безопасных АЭС и реализации на их основе экологически приемлемого ядерного топливного цикла (ЯТЦ). С этой точки зрения, время, имеющееся до развертывания массового строительства быстрых реакторов, крайне необходимо использовать для критического анализа имеющегося опыта, тщательного выбора новых решений и выполнения обширной программы НИОКР. Хотя, с точки зрения энтузиастов быстрых реакторов, наиболее эффективным методом усовершенствования являются последовательное создание реальных, а не бумажных энергоблоков и практический опыт даже в единичном строительстве.

Анализ отечественного и зарубежного опыта развития ЯЭ позволяет кратко сформулировать основные технико-экономические проблемы, возникшие на пути дальнейшего прогресса. При этом становится очевидной необходимость обязательного решения трех принципиальных проблем развития ЯЭ:

топливной, определяющей возможность широкомасштабного развития ЯЭ;

безопасности АЭС и ЯЭ в целом (с учетом ЯТЦ и проблемы перераспределения ядерного материала) ;

экологической (в том числе с учетом проблемы захоронения высокотоксичных топливных отходов) .

Если решение топливной проблемы определяет принципиально возможные масштабы развития ЯЭ, то решение остальных задач определяет реализуемость этой потенциальной возможности в виде существенной части ТЭБ будущей энергетики.

Цель данной лекции — показать существование технических решений указанных проблем на основе развития быстрых реакторов в замкнутом топливном цикле ЯЭ. Следует иметь в виду, что единственным типом быстрого реактора, освоенным в промышленном масштабе, являются энергетические реакторы на быстрых нейтронах с жидкокометалличес-

ским (натриевым) теплоносителем — быстрые реакторы типа БН. В развитии именно этого направления ядерной энергетики наша страна занимает ведущее место в мире.

## 2. ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ — ОСНОВА РЕШЕНИЯ ПРОБЛЕМ ШИРОКОМАСШТАБНОГО РАЗВИТИЯ ЯЭ

Решение задачи создания АЭС с реактором-размножителем на быстрых нейтронах типа БН потребовало длительных и интенсивных исследований, опытно-конструкторских работ, решения целого ряда важных проблем в области физики, термодинамики, материаловедения. Основные этапы создания экспериментальных ядерных установок с реакторами на быстрых нейтронах, опытных, прототипных и полупромышленных АЭС приведены в табл. 1.

В США уже в 1946 г. начал работать первый экспериментальный быстрый реактор *CLEMENTINE* (25 кВт тепловых, охлаждение  $Hg$ ). В декабре 1951 г. там же начал работать второй реактор на быстрых нейтронах *EBR-1* (1,2 МВт тепловых, 0,2 МВт электрических  $Na - K$ ), на котором впервые была получена электрическая энергия от ядерного источника. В СССР разработка ядерных реакторов на быстрых нейтронах была начата в 1949 г. в г. Обнинске, в Физико-энергетическом институте под руководством академика АН УССР А.И. Лейпунского. В 1956 г. был пущен первый советский реактор на быстрых нейтронах БР-2 (100 кВт,  $Hg$ ).

К началу шестидесятых годов были созданы первые экспериментальные установки на быстрых нейтронах с жидкокометаллическим теплоносителем: в США — *EBR-II* (60 МВт тепловых, металлическое топливо,  $Na$ ), *LAMPRE* (1 МВт тепловых, жидкое топливо); в Великобритании — реактор *DFR* (60 МВт тепловых, 15 МВт электрических,  $Na-K$ ); в СССР — БР-5 (5 МВт тепловых,  $PuO_2$ ,  $Na$ ) впоследствии БР-10.

Необходимо отметить, что технические решения, положенные в основу советского реактора БР-5 (использование в качестве топлива двуокиси плутония и применение в качестве теплоносителя расплавленного  $Na$ , а не  $Hg$  или  $Na-K$ ), стали определяющими для последующих проектов быстрых реакторов.

К началу семидесятых годов в СССР введен в строй быстрый опытный реактор БОР-60 (60 МВт тепловых,  $Na$ ) с загрузкой: первоначально  $UO_2$ , а затем —  $PuO_2-UO_2$ . Во Франции был пущен реактор *Rapsodie* (20 МВт тепловых,  $PuO_2-UO_2$ ). Впоследствии его мощность была доведена до 40 МВт.

Таблица 1  
Экспериментальные, опытные, прототипные и демонстрационные реакторы на быстрых нейтронах

Реактор	Страна	Физический год пуска	Мощность тепл., МВт	Экспериментальные и опытные реакторы		Топливо	Теплоноситель
				1946	1948		
<i>Clementine</i>	США	1946	0,025	—	0,2	$Pu/U$	$H_2-Na-K$
<i>EBR-1</i>	США	1951	1,2	—	—	$Pu/U$	$H_2-Na$
<i>БР-1</i>	СССР	1955	0	—	—	$Pu/U$	$Na-K$
<i>БР-2</i>	СССР	1956	0,1	—	—	$Pu/U$	$Na-K$
<i>БР-5</i>	СССР	1958	5	—	—	$U-Mo$ (алю.)	$Na$
<i>DFR</i>	Англия	1959	60	15	—	$Pu-Uquid$	$Na$
<i>LAMPRE</i>	США	1961	1,0	—	—	$U-Mo$ (алю.)	$Na$
<i>Enrico Fermi</i>	США	1963	200	65	—	$U-F_5$ (алю.)	$Na$
<i>EBR-II</i>	США	1964	62,5	20	—	$Pu/U_2/U_2$	$Na$
<i>Rapsodie</i>	Франция	1967	24	—	—	$Pu/U_2/U_2$	$Na$
			(40 с 1970)				
<i>BOR-60</i>	СССР	1969	60	12	—	$UO_2$	$Na$
<i>SEFOR</i>	США	1969	20	—	—	$PuO_2/UO_2$	$Na$
<i>БР-10</i>	СССР	1973	8	—	—	$PuO_2/UO_2$	$Na$
<i>KKK-II</i>	ФРГ	1977	58	21	—	$PuO_2/UO_2$	$Na$
<i>JYUD</i>	Япония	1977	75	—	—	$PuO_2/UO_2$	$Na$
			(100 с 1982)				
<i>FFTF</i>	США	1980	400	—	—	$PuO_2/UO_2$	$Na$
<i>FBR</i>	Индия	Строится	42,5	—	—	$PuC/U$	$Na$
<i>PEC</i>	Италия	Строительство заморожено (65%)	118	—	—	$PuO_2/UO_2$	$Na$

Продолжение табл. 1

Реактор	Страна	Физический год выпуска		Мощность, МВт	Топливо	Теплоноситель
		тепл.	эл.			
<i>Прототипные реакторы</i>						
БН-350 <i>Rhenium-PFR</i>	СССР Франция Англия ФРГ Япония Индия	1972 1973 1974 Построен Строится Проект	750 568 600 762 715 1250	135 250 250 327 280 500	$UO_2$ $PuO_2/UO_2$ $PuO_2/UO_2$ $PuO_2/UO_2$ $PuO_2/UO_2$ $PuO_2/UO_2$	<i>No</i> <i>No</i> <i>No</i> <i>No</i> <i>No</i> <i>No</i>
БН-600 <i>Super-Rhenium</i>	СССР Франция СССР Англия ФРГ СССР США	1980 1986 Строится Проект Проект Проект Проект	1470 3000 2100 3300 3420 4200 3825	600 1200 800 1320 1300 1600 1395	$UO_2$ $PuO_2/UO_2$ $PuO_2/UO_2$ $PuO_2/UO_2$ $PuO_2/UO_2$ $PuO_2/UO_2$ $Pu-U-Zr$ $(PuO_2/UO_2)$ $PuO_2/UO_2$	<i>No</i> <i>No</i> <i>No</i> <i>No</i> <i>No</i> <i>No</i> <i>No</i> <i>No</i> <i>No</i>
БН-800 <i>CDFK</i>	Франция Бельгия	Строится	4300	1500		
БН-1600 <i>JELMAR(PRTSM)</i>	Франция ФРГ Великобритания и др.	Проект 2005				<i>No</i>
Европейский проект БР						

Затем был осуществлен следующий этап промышленного освоения быстрых энергетических АЭС с БР-прототипами коммерческих реакторов будущего.

Впервые энергетический пуск реактора такого типа, БН-350 (750 МВт тепловых) осуществлен в СССР (16 июля 1973 г.). Аналогичные АЭС с реакторами типа БН построены во Франции ("PHENIX", 250 МВт электрических) и в Англии ("PFR", 250 МВт электрических). В апреле 1980 г. в СССР пущен энергетический быстрый реактор БН-600 (1500 МВт тепловых). Одновременно начала расширяться география стран-строительей быстрых реакторов: в ФРГ в 1977 г. пущен экспериментальный реактор *MKK-II* с быстрой активной зоной и *Na*-охлаждением. Закончено строительство полупромышленного реактора *SNT*-300 (300 МВт электрических).

В Японии с 1977 г. эксплуатируется экспериментальный быстрый реактор *JOYO* (50 → 75 → 100 МВт тепловых). Строится опытно-промышленный реактор *MONJU* (280 МВт электрических).

В Индии построен опытный быстрый реактор (50 МВт тепловых) на смешанном карбидном топливе с ториевой зоной воспроизведения.

В нашей стране для решения задачи разработки и создания энергетических быстрых реакторов создана мощная экспериментальная база, включающая теплофизические, материаловедческие, химико-технологические и физические стенды. Созданы и развиваются методическая основа и вычислительная база, включающие широкий ассортимент методов и программ, используемых как для анализа экспериментов, так и для проектных исследований и разработок.

В настоящее время в СССР успешно работают четыре реактора на быстрых нейтронах: экспериментальные реакторы БР-10 и БОР-60 и энергетические реакторы БН-350 и БН-600. Наиболее значительные успехи из других стран достигнуты во Франции, где с 1986 г. пущен самый мощный в мире реактор на быстрых нейтронах "Суперфеникс" (1200 МВт электрических).

Успешная эксплуатация отечественных и зарубежных энергетических реакторов на быстрых нейтронах доказала осуществимость, надежность и безопасность нового перспективного направления в ядерной энергетике.

На основе этого опыта в нашей стране начато строительство реактора БН-800 и разрабатываются быстрые реакторы следующего поколения для будущей ядерной энергетики. Главные задачи этих разработок, кроме масштабных изменений, сводятся к дальнейшему повышению надежности оборудования и безопасности станции в целом. Эти работы не могут прой-

ти без учета уроков, извлекаемых из аварии на Чернобыльской АЭС.

Как известно, в настоящее время все энергетические реакторы в нашей стране и за рубежом ориентированы на использование оксидного керамического топлива.

## 2.1. Реакторы-размножители на оксидном топливе

Реализуемые на настоящем этапе развития ядерной энергетики быстрые энергетические реакторы — это трехконтурные жидкокометаллические установки с керамическим топливом в виде смеси окиси урана и плутония (табл. 2).

Быстрые реакторы с натриевым теплоносителем и окисным топливом являются наиболее освоенным типом энергетических быстрых реакторов в первую очередь потому, что они в наибольшей степени отвечают технологическим возможностям настоящего времени и ближайшего будущего, а также потому, что видны реальные пути их совершенствования на основе достижений науки, техники. Высокая теплонапряженность активной зоны быстрого реактора требует применения надежного теплоносителя. Таким теплоносителем зарекомендовал себя натрий. Малая упругость паров натрия позволяет осуществлять теплосъем при невысоких давлениях в коллекторе реактора: 0,7 – 0,8 МПа. Корпус реактора практически не испытывает избыточного давления. Большая разница между температурой кипения натрия и рабочей температурой оболочек твэлов ( $200 - 300^{\circ}\text{C}$ ) создает запас на случай аварийной ситуации. Развитие ядерной технологии и опыт разработки и эксплуатации тепловых легководных реакторов обеспечили возможность применения в быстрых реакторах керамического оксидного топлива, отвечающего требованиям надежной работы твэлов в условиях высокой теплонапряженности активной зоны и совместимости топлива с материалом оболочки твэлов. Основные технические решения, использованные при проектировании натриевых быстрых энергетических реакторов, определились особенностю физики таких реакторов, спецификой натриевого теплоносителя и свойствами оксидного топлива. Поэтому проекты АЭС с быстрыми реакторами в разных странах имеют много сходных черт. Ниже рассматриваются основные особенности таких проектов.

Технологическая схема АЭС имеет три контура: радиоактивного натрия, нерадиоактивного натрия и пароводяного. Вся конструкция активной зоны и зон воспроизводства помещается в баке, заполненном натрием. С точки зрения компоновки первого контура различают баковую и петлевую конструкции реакторов. В первом случае в баке размещается

Таблица 2

Основные характеристики опытно-промышленных быстрых реакторов

Параметры	<i>RHENIX</i> (Франция) 1974	<i>SIRR-300</i> (ФРГ) построен	<i>МИКУИ</i> (Япония) строится	<i>PFR</i> (Англия) 1975	<i>БН-350</i> (СССР) 1973	<i>БН-600</i> (СССР) 1980
<b>Мощность, МВт: тепловая электрическая</b>	568 250	762 312	714 296	612 250	1000 350	1470 600
<b>Высота и диаметр активной зоны, см</b>	85/139	95/178	93/179	91/147	106/158	75/206 (100 с 1988)
<b>Толщина торц. экрана, см :</b> <u>верхняя</u> <u>нижняя</u>	31 30	70 40	30 35	45 45	60 60	40 40
<b>Температура теплоносителя, °С:</b> <u>выходная</u> <u>входная</u>	552 385	546 377	529 397	550 394	500 300	550 380
<b>Линейная мощность, Вт/см:</b> <u>максимальная</u> <u>средняя</u>	430 260	380 230	370 210	480 270	440 210	530 (450) 360 (300)
<b>Среднег. удельная мощность в активной зоне, кВт/л</b>	406	290	273	380	430	550
<b>Выгорание, МВт·сут/кг:</b> <u>максимальное</u> <u>среднее</u>	50	87 57	110 80	75	50	50/100
<b>Вес в активной зоне, кг</b>	800	1650	1500	900	1050 (235U)	1260 (235U)
<b>Внешний диаметр твэла, мм</b>	6,6	6,1	6,5	5,8	6,1x0,4	6,9x0,4

весь первый контур с теплообменниками и насосами, во втором случае первый контур теплоносителя располагается вне реакторного бака.

На основе опыта, полученного в ходе разработки быстрых реакторов, определились такие важнейшие характеристики, как температура натрия первого контура на выходе из реактора и параметры пара. Единичная электрическая мощность коммерческих реакторов типа БН с коммерческим топливом рассматривается в интервале 1000 – 1800 МВт.

В активных зонах быстрых реакторов используются стержневые топливные элементы диаметром 5 – 8 мм, длиной до 1 м. Топливные элементы объединяются в топливные сборки из которых набирается активная зона. Сборки радиальной зоны воспроизводства идентичны сборкам активной зоны, но имеют элементы большего диаметра.

Для выравнивания тепловыделения по радиусу активной зоны используются ТВС с топливными элементами двух-трех обогащений горючего.

Управление реактором осуществляется с помощью поглощающих стержней и подвижных топливных сборок.

Остановимся подробнее на описании советских энергетических установок на основе быстрых реакторов типа БН.

### 2.1.1. Реакторы БН-350, БН-600 и БН-800

Реактор БН-350 находится в эксплуатации уже почти 16 лет. Длительное время он служил весьма существенным энергоисточником. В настоящее время в связи с развитием энергетики на полуострове Мангышлак значение реактора как энергоисточника снизилось, и теперь большую роль играют опытные работы и исследования, проводимые на реакторе. Основные характеристики реактора БН-350 приведены в табл. 3.

Таблица 3

#### Основные рабочие характеристики установки БН-350

Тепловая мощность, МВт . . . . .	750
Температура натрия, °С	
I контур:	
вход . . . . .	280
выход . . . . .	430
II контур:	
вход . . . . .	256
выход . . . . .	415
Температура пара, °С . . . . .	410
Давление пара, ати . . . . .	45

Последние годы реактор работал с высоким коэффициентом использования, близким к 90 % в режиме выработки пара.

Первоначально принятый ресурс работы многих видов основного оборудования значительно превышен. В настоящее время стоит задача определения остаточного ресурса основного оборудования и реактора в целом. Учитывается, что реактор начал проектироваться в 1960 г. по общепромышленным нормам и старым правилам ядерной безопасности.

Новые, весьма жесткие нормы безопасности требуют проведения серьезных мероприятий и работ. Часть их уже сделана или делается. Полный анализ возможностей выполнения современных нормативов в настоящее время проводится, и на его основе будет приниматься решение о перспективах дальнейшей работы.

В настоящее время заканчивается 46-я микрокампания активной зоны, длительность каждой — 100 суток. Максимальное выгорание в основной загрузке составляет 9 % т.а. без нарушений герметичности топливных элементов. Запланирован переход на сборки с шестигранным чехлом из ферритно-мартенситной стали (13 % хрома) для достижения выгораний до 12 % т.а. В реакторе БН-350 успешно испытывались топливные сборки с чехлами из такой стали и две сборки (254 топливных элемента) с оболочками топливных элементов из этой же стали. Продолжаются испытания сборок со смешанным уран-плутониевым топливом, изготовленным по разным технологиям.

В парогенераторной части БН-350 произошли неприятности. В январе 1989 г. в двух парогенераторах чехословацкого производства, отработавших 46000 и 63000 часов, возникли течи воды в натрий. Эти петли были отключены и сдrenированы. Реактор продолжает работать на четырех петлях. Пока можно лишь констатировать, что происхождение дефектов коррозионное, однако все взаимосвязи и исходные причины еще не изучены, и полная картина возникновения дефектов не восстановлена.

Реактор БН-600 эксплуатируется уже девять лет. Это — энергоблок, работающий в режиме выработки электроэнергии (основные характеристики приведены в табл. 4). На 1 января 1989 г. этот энергоблок выработал 29,95 млрд. кВт·ч электроэнергии, а за 1988 г. — 4,04 млрд. кВт·ч (к.и.у.м. — 76,5 %).

За все время работы до 1 января 1989 г. коэффициент использования установленной мощности составил 66,5 % за 1988 г. — 76,5 %. Средний кпд в 1988 г. равнялся 41,6 %.

В феврале 1989 г. закончилась 21-я микрокампания зоны (длительность — 165 эффективных суток). Модернизированная активная зона, применяемая в настоящее время, показала хорошую работоспособность.

Таблица 4

## Основные рабочие характеристики установки БН-600

**Мощность, МВт :**

тепловая .....	1470
электрическая .....	600

**Температура натрия, °С:****I контур:**

вход .....	355
выход .....	550

**II контур:**

вход .....	320
выход .....	520

**Параметры пара:**

температура, °С .....	505
давление, ати .....	140

При использовании холоднодеформированных аустенитных оболочек топливных элементов и чехлов сборок максимальное выгорание составило 8,3 % т.а. (67250 МВт·сут/т) без разгерметизации элементов.

Следующим этапом будет переход на ферритно-мартенситную сталь для чехлов с постепенным освоением выгораний 10 и 12 % т.а.

Опытные сборки с такими материалами чехлов и улучшенными аустенитными оболочками испытаны в БН-600 до выгораний 11 % т.а.

В составе активной зоны проходят также испытания смешанного уран-плутониевого топлива с виброуплотненными сердечниками топливных элементов.

В период плановой летней остановки в 1988 г. проводился ремонт оборудования машинного зала ревизия и техническое обслуживание других систем и оборудования.

Во время этой остановки были сделаны вырезки трубок испарителей для определения ресурса. Коррозионные повреждения питингового характера обнаруживались, однако глубина их, в основном, была менее 0,3 мм. Обследование трубок позволило продлить первоначально принятый ресурс испарителей с 50 тыс.ч до 75 тыс.ч. Намечена дальнейшая программа вырезки и обследования трубок с целью установления границ допустимого ресурса.

На реакторе постоянно сохраняется хорошая радиационная обстановка. Средняя индивидуальная годовая доза облучения персонала в

1988 г. была на уровне 0,2 бэр. Радиоактивные выбросы в трубу ежесуточно не превышали 1,5 Ки. Чаще это были доли кюри в сутки.

В настоящее время для реактора БН-600 проводится анализ сейсмической устойчивости, а также проектируются системы дополнительного аварийного теплосъема с помощью воздушных теплообменников.

Реактор БН-600 входит в список установок, предлагаемых Международному Агентству по атомной энергии для применения Гарантий. МАГАТЭ информировало СССР о своем согласии поставить БН-600 под Гарантии МАГАТЭ. Стоит отметить, что исследовательский реактор БОР-60 также находится в списке предложенных под Гарантии МАГАТЭ установок и используется в учебно-тренировочных целях для персонала инспектората Агентства (на регулярной основе проводятся курсы повышенного типа для инспекторов МАГАТЭ, ведется отработка применения методов неразрушающего контроля топлива в гарантитных целях).

Конструкция реактора БН-800 базируется на многих решениях, принятых для БН-600. Подход и к преемственности, и к изменениям описывался в докладах на различных конференциях.

Кратко этот подход и его результаты сводятся к следующему.

В корпусе того же размера, что и для БН-600, удается отвести тепловую мощность не 1470 МВт, а 2100 МВт. Конструкция корпуса несколько усовершенствована. Внутрикорпусная защита облегчена с учетом результатов изучения и работы БН-600. Активная зона увеличена по сравнению с БН-600 (516 сборок вместо 369).

Аварийное охлаждение при потере энергоснабжения и воды обеспечивается воздушными теплообменниками. Такое решение предусматривается реализовать и для БН-600 при его реконструкции.

В схеме отвода тепла отсутствует промежуточный перегрев пара горячим натрием. Вторичный перегрев осуществляется в сепараторе-перегревателе, частично отработавшем в турбине.

Каждая секция парогенератора состоит из двух модулей — испарителя и перегревателя, причем для перегревателя применяется перлитная сталь — такая же, как для испарителя. Чтобы обеспечить работоспособность парогенератора с перлитной сталью, температура натрия второго контура несколько снижена по сравнению с БН-600 (505 и 520°С соответственно). Температура пара также несколько ниже (490°С вместо 505).

В БН-800 используется одна турбина (табл. 5).

Рабочие чертежи реактора БН-800 находятся на заводе "Атоммаш".

На площадках Белоярской и Южно-Уральской станций начаты строительные работы. Пока эти работы ведутся в небольшом объеме. Предстоя-

щий темп этих работ сегодня не очень ясен в связи с финансовыми трудностями — БН-800 все-таки существенно дороже теплового реактора. Решения по этим вопросам ожидаются.

Таблица 5  
Основные характеристики АЭС с реактором БН-800

Мощность блока, МВт:

тепловая . . . . .	2100
электрическая . . . . .	800

Температура натрия I контура, °С:

на входе . . . . .	354
на выходе . . . . .	547

Температура натрия II контура, °С:

на входе . . . . .	309
на выходе . . . . .	505

Параметры пароводяного цикла:

температура острого пара, °С . . . . .	490
давление острого пара, МПа . . . . .	13,7
температура питательной воды, °С . . . . .	210

Диаметр и высота корпуса реактора, м . . . . . 12,9 x 16,4

Количество натрия в I и II контурах, м<sup>3</sup> . . . . . 2000

Высота и диаметр активной зоны, мм . . . . . 950 x 2450

Количество зон различного обогащения . . . . . три

Топливо, максимальное выгорание . . . . .  $PuO_2 - UO_2$ ; 10 % т.а.

Размер шестигранника ТВС, мм . . . . . 94,5 x 2,5

Количество твэлов в ТВС . . . . . 127

Диаметр и оболочка твэлов, мм . . . . . 6,6 x 0,4

Количество ТВС по зонам обогащений

ЗМО/ЗСО/ЗБО . . . . . 211/156/150

## **2.1.2. Усовершенствование быстрых реакторов типа БН с оксидным топливом**

АЭС с окисными быстрыми реакторами типа БН имеют реальные резервы улучшения технико-экономических показателей на основе "эволюционного" пути повышения их параметров.

На этом пути в нашей стране и в Европе достигнуты впечатляющие успехи.

В СССР реактор БН-1600 рассматривается как прототип будущего серийного реактора. В 1988 г. были подведены итоги его разработки и принято решение углубить проектирование в сторону, главным образом, поисков дополнительных решений по повышению безопасности и улучшению экономических показателей. В число поставленных вопросов для дальнейшей проработки входят, например:

полное исключение вывода радиоактивного натрия первого контура за пределы корпуса реактора;

использование специальных встроенных теплообменников для аварийного выноса тепла непосредственно из реакторного бака и передачи тепла воздуху;

использование дополнительных независимых органов аварийной остановки реактора;

сведение к минимуму положительной составляющей пустотного натриевого эффекта;

обеспечение надежной естественной циркуляции при расхолаживании;

повышение выгорания в активной зоне до 12 – 15 % т.а.;

возможность использования обычной и гетерогенной активной зоны;

удешевление внутрикорпусной защиты;

использование корпусных парогенераторов;

тищательная и экономичная компоновка реактора и всех контуров, сокращение объемов затрат строительных и конструкционных материалов.

Отправной точкой при этих рассмотрениях будет уже имеющийся проект. Таким образом, по БН-1600 будет идти дальнейшая проектно-конструкторская работа. Основные характеристики традиционного варианта установки БН-1600 приведены в табл. 6. Как известно, освоенный во Франции тип быстрого реактора "Суперфеникс" по своим параметрам как бридер ( $\lambda_B \sim 1,15 - 1,25$ ) уже сейчас позволяет говорить о возможности реализации, например, французской программы развития ядерной энергетики в рамках имеющихся запасов урана. Правда, речь идет об использовании ядер-

Таблица 6

Основные характеристики установок БН-1600 и  
"Суперфеникс"

Параметры	БН-1600	Суперфеникс <i>SPX</i>
Тепловая мощность, МВт	4200	3000
Электрическая мощность, МВт	1600	1200
Температура натрия, °С :		
на входе в активную зону	354	395
на входе в теплообменник	547	545
Параметры пара на выходе из парогенератора:		
температура, °С	490	490
давление, МПа	13,7	18,4
Высота/диаметр активной зоны реактора, см	100/345	100/370
Топливный материал	$PuO_2-UO_2$	$PuO_2-UO_2$
Количество ТВС	384	364
Критическая загрузка плутония, кг	4980	5560
Коэффициент воспроизведения	1,31	1,25
Избыточный коэффициент воспроиз- водства	0,28	0,24
Количество органов СУЗ/суммарная эффективность $\Delta k/k$ , %	36/7,6	24
Длительность цикла между перегруз- ками, эфф. сут..	150	320
Изменение реактивности за эффективный месяц работы, % $\Delta k/k$	-0,6	-

ной энергии только в электроэнергетике (при доле генерирующих мощностей АЭС до  $\approx 85\%$ ). Начало широкого развития АЭС с БР планируется только после 2010 – 2030 гг.\* Дальнейшая западноевропейская программа работ по БР направлена в основном на повышение экономичности АЭС и БР и основана на развитии концепции реакторов типа "Суперфеникс"

\* С этого периода предусматривается широкое введение АЭС с БН вместо снимаемых с эксплуатации легководных реакторов.

(*EFR* – Европейский быстрый реактор). В результате она сконцентрирована на эволюционном развитии уже достигнутого уровня промышленного освоения быстрых реакторов (см. табл. 7 и 8) и в значительной мере аналогична отечественной программе усовершенствования реакторов типа БН-1600:

Таблица 7

Перспектива улучшения экономической конкурентоспособности АЭС с БР типа "Суперфеникс"

Параметры	"Супер-феникс-1"	"Супер-феникс-2"	"Супер-феникс-3"	<i>EFR</i>	<i>PWR</i> -стандарт	Угольные ТЭС
Электрическая мощность блока, МВт	1200	1500	1500	1500	1300	2 × 600
Капиталовложения ( <i>mills</i> /кВт·ч)	42,3	30,1	24,8	20,0	14,7	10,9
Эксплуатация ( <i>mills</i> /кВт·ч)	7,9	7,5	6,5	6,0	5,0	4,7
Топливный цикл ( <i>mills</i> /кВт·ч)	18,7	10,5	9,7	7,5	8,3	27,9
Полная стоимость электроэнергии ( <i>mills</i> /кВт·ч)	68,9	48,1	41,0	33,5	28,0	43,5
Соотношение стоимости электроэнергии АЭС с БР к АЭС с <i>PWR</i>	2,46	1,72	1,47	1,19	1,0	–

некоторое повышение единичной мощности блоков до 1500 МВт электрических (в соответствии с известной тенденцией снижения величины удельных капиталовложений с ростом единичной мощности блока), модернизация и усовершенствование оборудования и отдельных узлов;

снижение стоимости топливного цикла (TCPЗ), прежде всего за счет увеличения глубины выгорания топлива (в рамках окисного топлива до  $\Delta 15\%$  т.а., а в перспективе до  $\Delta 20\%$  т.а) и увеличение продолжи-

Таблица 8

**Снижение металлоемкости ( $\text{т}/\text{МВт}$  электрических) АЭС с быстрым  
жидкометаллическим реактором при модернизации  
западноевропейского реактора типа "Суперфеникс"**

Узлы АЭС	АЭС с реактором "Суперфеникс" 1200 МВт электри- ческих	Коммерческая АЭС 1500 МВт электри- ческих	Относительное снижение мета- ллоемкости АЭС
Первый контур	3,07	1,66	0,54
Второй контур	2,07	1,10	0,55
Натриевые насосы	0,66	0,30	0,46
Теплообменники	1,30	1,21	0,93
Узлы перегрузки топлива	1,25	0,50	0,40
АЭС в целом	9,11	5,51	0,60

тельности кампании топлива до шести лет. Как одно из следствий — сокращение ежегодного объема производства и переработки топлива. На это же направлено сокращение объемов или даже отказ от использования топлива в боковом и торцевом экранах;

сокращение времени внешнего топливного цикла, в том числе за счет использования безводных методов химпереработки;

введение системы пассивного отвода остаточного тепловыделения;

использование новых конструкционных материалов и др.

Таким образом, быстрые энергетические реакторы с натриевым теплоносителем имеют значительные резервы по улучшению технико-экономических показателей и характеристик безопасности. В то же время опыт разработок и эксплуатации БР в СССР и за рубежом подтвердил ожидавшиеся положительные свойства этого типа реакторов. Основные итоги этого опыта:

хорошая работоспособность оксидных топливных элементов при глубоких выгораниях;

удержание натрием и улавливание холодными ловушками значительной доли радиоактивных осколков деления в случае выхода последних из топливных элементов в теплоноситель;

низкая коррозионная активность натрия (отметим, что не было ни одного случая разуплотнения контуров, обусловленного коррозией конструкционных материалов в натриевой среде);

устойчивая отрицательная обратная связь при возмущениях по мощности и температуре, определяемая практически мгновенными составляющими — допплер-эффектом и аксиальным расширением топлива;

хорошая стабильность нейтронного поля во времени;

отсутствие отравлений реактора и связанного с этим последующего ввода положительной реактивности.

Особо следует остановиться на вопросе о нарушениях герметичности тепловыделяющей поверхности парогенератора и последствиях контакта натрия и воды. Многочисленные специальные экспериментальные исследования этой проблемы и имеющийся опыт эксплуатации установок показал, что в подобных случаях не возникает непосредственной угрозы с точки зрения радиационной или ядерной безопасности АЭС.

Разгерметизация трубопроводов первого контура не приводит к ядерноопасным авариям по следующим причинам:

в реакторе интегрального типа все основное оборудование и трубопроводы первого контура находятся в общем корпусе и их разгерметизация не приводит к перегреву твэлов;

из корпуса выходят лишь натриевые трубопроводы вспомогательных систем малого диаметра, заключенные в страховочные кожуха до отсекающих вентилей (по два с каждой стороны);

внешние трубопроводы, как правило, снабжены пассивными устройствами разрыва циркуляции на случай возникновения сифонного эффекта.

Весьма велика теплоемкость первого контура реактора. Расчеты, подтвержденные прямыми экспериментами на БН-350 и БН-600, показывают, что в условиях полного прекращения теплоотвода от первого контура после срабатывания аварийной защиты рост средней температуры натрия в первом контуре не превышает  $40^{\circ}\text{C}/\text{ч}$ . С учетом большого запаса до температуры кипения натрия это дает огромный запас времени для принятия мер по ограничению последствий.

Уникальным свойством натрия является незначительное ухудшение коэффициента теплоотдачи при переходе в режим естественной циркуляции. Опыт эксплуатации показал, что в первом контуре при потере принудительных источников циркуляции устанавливается эффективная

естественная циркуляция, обеспечивающая отвод остаточного тепловыделения.

## 2.2. Быстрые реакторы с металлическим топливом

В настоящее время в нашей стране и в других промышленно развитых странах наряду с дальнейшим развитием "традиционной" концепции быстрых реакторов типа БН ведется поиск новых перспективных решений задачи создания более экономичных и безопасных быстрых реакторов.

Дело в том, что существующие и разрабатываемые АЭС с реакторами типа БН на оксидном топливе в настоящее время по величине капитальных вложений и по стоимости производимой ими электроэнергии в 1,6 – 2,5 раза (по различным оценкам) превышают соответствующие значения для АЭС с энергетическими реакторами на тепловых нейтронах типа ВВЭР (или РУР). Повышение экономической эффективности БР ищется на путях мобилизации внутренне присущих им свойств и расширения сферы их использования:

существенного увеличения глубины энерговыработки топлива, сокращения объемов его переработки и изготовления;

существенного удешевления и упрощения технологии повторного использования топлива (его изготовления и переработки) на основе электрохимии и пирометаллургии, перехода к его полной автоматизации на основе роботизированного дистанционного производства;

обеспечения возможности эффективного сжигания в быстрых реакторах топлива на основе трансуранов (т.е. с высокой долей изотопов плутония, нептуния, америция и т.п.);

работы АЭС с БН в режиме отслеживания графика электрической нагрузки.

Ведется также поиск технических средств, направленных на более оптимальное решение задач, связанных с безопасностью и надежностью работы быстрых реакторов и обусловленных:

существенной нестабильностью во времени и в пространстве поля тепловыделения реакторов, выравненных "обогащением";

значительной величиной необходимого запаса реактивности рабочих органов СУЗ (существенно превышающей величину  $\beta_{ЭФ}$ ), из-за практической невозможности выполнения условия  $KVA = 1$  в реакторах с оксидным топливом;

существенным положительным значением натриевого пустотного эффекта реактивности (также существенно превышающего величину  $\beta_{ЭФ}$ ).

*βЭФ*) в реакторах большой мощности;  
плохой совместимостью оксидного топлива с натрием;  
высокой химической активностью натрия по отношению к кислороду.

Разработки и исследования, проведенные в нашей стране и за рубежом, показывают привлекательную возможность удовлетворения большинства сформулированных требований при использовании в качестве топлива быстрых реакторов металлического топлива.

Наибольший успех в разработке нового типа топлива — металлического топлива на основе сплавов  $U-Zr$ ;  $U-Pu-Zr$  — достигнут в США:

разработан новый тип твэлов, и создана его рабочая модель, детально предсказывающая поведение реакторов в штатных и аварийных ситуациях. Экспериментально обоснована возможность проектной энерговыработка топлива до  $\sim 150$  МВт·сут/кг (что соответствует энерговыработке оксидного топлива в расчете на число твэлов  $\sim 200$  МВт·сут/кг);

разработана и развивается новая концепция экономического и предельно безопасного быстрого реактора на основе модульной компоновки, в наибольшей степени использующей "внутренние" свойства безопасности, характерные для быстрых реакторов;

разработаны и реализованы способ и установки переработки и повторного производства смешанного металлического топлива на основе электрохимии и пиromеталлургии; переработано и повторно изготовлено около 40000 твэлов; технология отличается простотой и дешевле на порядок по сравнению с водной экстракцией; длительность внешнего цикла около нескольких месяцев; объем отходов сокращается примерно в 200 раз.

В рассмотренных проектах модульных БН с металлическим топливом были выявлены достоинства и преимущества в таких аспектах, как работоспособность активной зоны, производство и переработка топлива, безопасность и экономичность АЭС, проблемы отходов, транспортировки и защиты от хищений, наконец, гибкость в стратегии развития ядерной энергетики. В основе модульного подхода лежит принцип заводского изготовления реактора, оборудования и элементов строительных конструкций, что должно существенно сократить сроки ввода АЭС в эксплуатацию. Новое развитие получает принципиальная особенность быстрых реакторов — способность к расширенному воспроизведению, так как именно металлическое топливо обладает, как отмечалось ранее, наибольшим потенциалом по воспроизведению. Рассмотрим этот аспект проблемы развития БР более подробно.

Как известно, "классическое" повышение требований к параметрам воспроизводства в быстрых реакторах происходит при лимитировании ресурсов дешевого урана и при введении существенных ограничений на допустимую долю установленных мощностей АЭС с БР. По оценкам в разных моделях было показано, что для развития ЯЭ в рамках разумных предположений о ресурсах дешевого урана требования к минимальному уровню воспроизводства в реакторах типа БН лежат в пределах  $KB = 1,25 - 1,6$ , что соответствует избыточной наработке  $200 - 400 \text{ кг}/(\text{ГВт}\cdot\text{год})$  электрических).

Американская концепция модульных быстрых реакторов основывается на требовании осуществления простого (не расширенного) воспроизводства (с учетом потерь в топливном цикле  $\xi \approx 0,02 - 0,05$ ) с использованием вторичного плутония только в рамках собственной АЭС по следующей схеме: начальная загрузка быстрого реактора обогащенным урановым топливом и постепенный переход на уран-плутониевую загрузку при  $KB = 1,0 - \xi$ . Такая схема использования топлива, в частности, отвечает идее моратория на повторное использование и перевозку плутония по стране в США, для предотвращения возможности его хищения. В силу изложенного при разработке концепции быстрого реактора на металлическом топливе в рамках проекта *JFR* (*ANL*, США) не рассматривается системный эффект в ядерной энергетике, обусловленный возможностью существенного улучшения воспроизводства с переходом на металлическое топливо. Но необходимо подчеркнуть, что проблема ресурсов (при всей ее важности) не единственная определяющая экономические показатели ЯЭ и соответственно — требования к параметрам БН по воспроизведству.

Другой не менее важной проблемой является задача снижения капиталовложений в ЯЭ и ее топливный цикл. С этой точки зрения, улучшение воспроизводства в БР является средством создания менее капиталоемкой и материалоемкой энергетики в пределах тех же самых ресурсов дешевого урана. Это достигается, например, путем частичного ввода в базовую область электроэнергетики АЭС с тепловыми реакторами вместо более дорогих АЭС с БР и поддержания при этом топливного баланса в системе ЯЭ за счет улучшения воспроизводства в этих БР. Как показывают оценки, увеличение коэффициента воспроизводства от значения 1,3 до 1,8 за счет перехода с оксидного топлива на металлическое соответствует снижению капиталовложений в ЯЭ в среднем на 9 — 12 % (для различных вариантов ее структуры). При этом удельная металлоемкость (в расчете на ГВт электрических) снижается примерно на 8 — 9 %, что по эффекту соответствует снижению металлоемкости первого контура БН

более, чем на 30 %. С этой точки зрения, улучшение показателей воспроизводства быстрых реакторов является важнейшим дополнительным фактором повышения экономической эффективности не только самих АЭС ф БН, но и ЯЭ в целом, и не существует каких-либо разумных пределов для целесообразности усовершенствования потенциала воспроизводства быстрых реакторов.

Аналогичная ситуация возникает, если проследить влияние избыточного воспроизводства на топливный цикл ЯЭ, например, на объемы производства и переработки топлива. Избыток воспроизводства всегда позволяет (в принципе, если это экономически целесообразно, при известных стоимостях переработки и изготовления топлива) сократить объем экранов, затраты на их переработку и изготовление.

Известно, что именно по этому пути пошли разработчики модульных быстрых реакторов с металлическим топливом *ALMR* (*PRISM*) и *SAFR* в США.

### **2.2.1. Пути усовершенствования реакторов БН с металлическим топливом и улучшения показателей АЭС**

Проведенные исследования показывают, что использование в реакторах типа БН металлического топлива существенно расширяет возможности усовершенствования технико-экономических показателей АЭС с реакторами такого типа и системы ядерной энергетики в целом не только за счет увеличения избыточной наработки плутония до 450 – 550 кг/г.жГВт электрических, но и благодаря возможности использования новых технических решений в конструкции активной зоны такого реактора и режима его работы. Проработка этих решений может идти в следующих направлениях.

1. Возможность и целесообразность реализации новых способов выравнивания поля энерговыделения в активной зоне, например, составом за счет изменения пространственного распределения топлива. Это обеспечивает практически полную пространственную и временную стабильность характеристик реактора типа БН с металлическим топливом. Одновременно, выравнивание составом, например, за счет изменения шага решетки твэлов в подзонах активной зоны обеспечивает существенную разрядку твэлов и рост проходного сечения теплоносителя (особенно – в центральных подзонах реактора). Это позволяет повысить надежность и безопасность работы реактора, обеспечивая возможность отвода требуемого уровня мощности за счет естественной циркуляции теплоносителя.

2. Возможность достижения КВА  $\approx 1$ , в связи с этим, повышения безопасности за счет снижения запасов реактивности и упрощения системы регулирования реактора. Одновременно упрощается задача увеличения длительности непрерывной работы реактора примерно до года, а кампании реактора — примерно до 5 лет, что позволит повысить коэффициент использования мощности — один из наиболее важных показателей эффективности работы АЭС.

3. Принципиальная возможность использования АЭС с БН на металлическом топливе в режиме переменных нагрузок с увеличением при этом наработки плутония. Такая возможность обусловлена особенностю термодинамических и прочностных свойств твэлов с металлическим топливом.

4. Повышенное избыточное воспроизводство в активной зоне реактора с металлическим топливом позволяет уменьшить долю топлива, увеличить проходное сечение по теплоносителю, снизив подогрев теплоносителя в активной зоне. В результате, с одной стороны, с учетом снижения температурного запаса на факторы перегрева и благодаря хорошей стабильности профиля энерговыделения в активной зоне удается заметно облегчить температурные условия работы твэлов. В частности, при сохранении параметров пара на турбине на уровне, типичном для АЭС с БН на оксидном топливе ( $P_{\text{пара}} = 6,6 \text{ МПа}$ ,  $T_{\text{пара}} = 490^{\circ}\text{C}$ ), максимальная температура оболочки твэлов снижается с 700 до 650 — 630  $^{\circ}\text{C}$ . С другой стороны, низкий подогрев теплоносителя в активной зоне с разряженной решеткой твэлов позволяет перейти к использованию бесчехловых теплоизделяющих сборок, исключающих локальное нарушение теплоотвода при аварийных ситуациях с частным перекрытием проходного сечения.

5. Низкий уровень температур оболочек твэлов ( $T_{\text{об}} = 630 - 650^{\circ}\text{C}$ ) позволяет перейти к использованию слабораспухающих материалов оболочек, например, на основе ферритных сталей. Как показывают результаты разработок металлического топлива в США, использование слабораспухающих сплавов в качестве оболочек твэлов и конструкционного материала ТВС в сочетании с новой концепцией металлических твэлов позволяет достичь в них высокой энерговыработки, соответствующей выгоранию около 20 % для оксидного топлива. Это открывает новые возможности усовершенствования топливного цикла за счет дополнительного снижения объемов переработки и изготовления топлива. При этом, естественно, не следует забывать и другие преимущества топливного цикла реакторов типа БН с металлическим топливом (в случае его реализации на основе безводной электрохимической и пиromеталлургической

Таблица 9

**Физико-технические характеристики реакторов типа БН-1600  
на оксидном и металлическом топливе**

Характеристики	Оксидное топливо	Металлическое топливо
Тепловая мощность, МВт	4200	4200
Температура натрия, °С :		
на входе	354	370
на выходе	547	530
Максимальная температура оболочки, °С	690 – 710	630 – 650
Средняя объемная энергонапряженность, КВт/л	435	580
Предельная глубина выгорания, % т.а.	10 – 15	16 – 18 ( $U-Pu-Zr$ ) 6 ( $U-Pu$ )
Начальная загрузка плутония (делящегося), кг	3500	3100
Коэффициент воспроизводства :		
КВ	1,30	1,75
КВА	0,83	1,0
Системное время удвоения (при $T_{вн} = 1$ г.), г.	11,4	5,8
Избыточная наработка плутония, кг/ГВт электрических в год (при $\psi = 0,8$ ) :		
в реакторе	240	450
в системе реакторов $\omega = 5\%$ г. (с учетом 2% потерь)	70	280

технологии переработки), перечисленные в начале данного раздела. Эти преимущества, в части технологии и техникоэкономических показателей замкнутого топливного цикла, присущи всему диапазону мощностей реакторов типа БН – от БН-350 до БН-1600.

Результаты проведенных исследований отражены в табл. 9. Расчеты показывают, что варианты АЭС с реактором типа БН-1600 на металлическом топливе характеризуются наименьшей величиной приведенных затрат в сравнении с различными вариантами усовершенствования АЭС на основе реактора БН-1600 на оксидном топливе даже без учета существенно более высокой эффективности топливного цикла на основе электрохимии и пиromеталлургии (при указанном анализе стоимость изготовления и переработки топлива принималась одинаковой для металла и для оксида).

При переходе на металлическое топливо значительно возрастает значение избыточного воспроизводства ( $BG_C \sim 0,27$  для оксидного топлива возрастает до  $\sim 0,58 - 0,60$  для металлического, что соответствует увеличению избыточной наработки плутония в реакторе примерно в 1,8 – 2,1 раза). В результате, избыточная наработка плутония в развивающейся системе быстрых реакторов (при  $\omega = 5\%/\text{г.}$ ) при этом возрастает более чем в четыре раза ( $c \approx 70 \text{ кг}/\text{ГВт}\cdot\text{год}$  для варианта реактора типа БН-1600 на оксидном топливе до  $\approx 280 - 320 \text{ кг}/\text{ГВт}\cdot\text{год}$  для варианта с металлическим топливом). В этом проявляется одно из основных преимуществ реакторов с металлическим топливом перед реакторами, в которых усовершенствования показателей топливного цикла обеспечиваются, например, за счет создания гетерогенных компоновок активной зоны, связанных с необходимостью существенного увеличения их начальной топливной загрузки.

### 2.3. Возможности использования тория и урана-233

Разработка и строительство быстрых реакторов типа БН в нашей стране и решение задачи использования металлического топлива позволяют по-новому взглянуть на проблему топливообеспечения ЯЭ не только на основе уран-плутониевого цикла, но и на основе реализации смешанного топливного цикла с использованием наряду с ураном также и тория.

Как известно, наилучшие показатели быстрых реакторов по воспроизводству обеспечиваются при использовании плутониевого топливного цикла, в тепловых же реакторах наилучший нейтронный баланс достигается в ториевом топливном цикле. Если исходить из предполагаемой структуры ядерной энергетики будущего, то представляется, что с физи-

ческой точки зрения целесообразно в быстрых размножителях производить горючее в виде урана-233.

Обобщая имеющиеся на сегодняшний день данные, можно сказать, что введение тория в активную зону быстрого реактора вместо урана приводит к ухудшению его характеристик по воспроизведству (удельной загрузки, темпа наработки и времени удвоения), вносит усложнения в управление реактором, связанные, в частности, с накоплением долгоживущего ( $T_{1/2} = 27$  дн.) поглотителя — протактиния-233 — промежуточного продукта накопления урана-233.

Как следует из анализа ядерно-физических параметров ториевого и уранового циклов, потенциальные возможности расширенного воспроизведения, обусловленные использованием в спектре быстрого реактора плутония  $^{239}Pu$  и  $^{241}Pu$ , значительно выше по сравнению с возможностями  $^{233}U$ . Кроме того, эффект размножения на быстрых нейтронах в уране-238 значительно выше, чем в тории-232.

Предельный вклад в избыточный коэффициент воспроизведения (ИКВ) от деления тория, возможный на спектре деления, составляет  $0,125 \pm 0,009$ . В энергетических быстрых реакторах вклад в ИКВ от деления тория не превышает  $0,03 - 0,05$ , в то время как вклад от деления урана-238 может достигать  $0,30 - 0,35$ .

Влияние эффекта накопления продуктов деления и высших изотопов более благоприятно в реакторах с уран-плутониевым топливом, даже несмотря на существенно меньшее значение средних сечений захвата нейронов продуктами деления урана-233 по сравнению с плутонием-239. Далее, как известно, размножение на быстрых нейтронах в плутонии-240 и -242 также выше, чем в уране-234 и -236 соответственно.

В то же время использование тория в быстрых реакторах сопровождается улучшением ряда характеристик безопасности и технологичности топлива: быстрые реакторы с торием и ураном-233 характеризуются более отрицательным значением натриевого коэффициента реактивности. Существенность отмеченного факта становится наиболее наглядной, если предположить, что эффекты реактивности, связанные с изменением размеров и формы реакторов, примерно одинаковы для быстрых реакторов с различными комбинациями делящихся и сырьевых материалов. Однаковую степень надежности можно приписать системам управления и защиты в системе обеспечения отвода тепла. В таком случае все основные различия реакторов по безопасности будут связаны с допплеровским и натриевым коэффициентами реактивности. Что касается допплеровского коэффициента, то он, как показывают расчеты, близок в уран-плутониевых и уран-ториевых реакторах.

Указанные выше особенности использования тория в быстрых реакторах послужили основой для поиска различных комбинаций сырьевых и делящихся изотопов в активной зоне реактора с целью достижения необходимых характеристик ядерно-физической безопасности реактора при приемлемых характеристиках быстрых реакторов по воспроизводству, обеспечивающих эффективное вовлечение в топливный цикл ЯЭ наряду с ураном и торием.

Проведенные исследования показали возможность оптимального решения указанной проблемы на основе так называемого смешанного цикла, приоритет в разработке которого принадлежит советским ученым и идея которого была разработана в ФЭИ.

Как известно, принципиальная трудность реализации ториевого топливного цикла связана с начальным этапом использования тория в тепловых реакторах. Использование тория в реакторах на тепловых нейтронах требует применения высокообогащенного урана, увеличения работы разделения и расхода природного урана, что, в конечном счете, приводит к удорожанию топливного цикла.

Преодоление указанных трудностей может быть найдено на пути первоначальной загрузки тория в экраны быстрых реакторов и накопления в них урана-233 для последующего использования его в энергетических реакторах на тепловых нейтронах (вместо урана-235 и плутония). В таком случае в развивающейся системе ЯЭ появляется возрастающий по мощности источник урана-233 — эффективное средство улучшения баланса нейтронов в реакторах на тепловых нейтронах. И такая система ЯЭ может развиваться в режиме самообеспечения на основе эффективного вовлечения тория и отвального урана.

При этом в смешанном топливном цикле (с использованием урана-233 в реакторах на тепловых нейтронах и плутония — в быстрых реакторах) происходит улучшение характеристик как тепловых, так и быстрых реакторов:

коэффициент воспроизведения в водо-водяных энергетических реакторах может достигать значения  $K_B = 0,9 - 1,0$ ;

в быстрых реакторах замена урана на торий во внешних зонах воспроизведения практически не приводит к снижению темпа наработки вторичного ядерного топлива.

Одновременно улучшаются характеристики безопасности быстрых реакторов за счет введения в экраны тория вместо урана. В то же время отрицательные последствия, связанные с использованием тория (протактическое отравление, снижение воспроизведения, рост удельной загрузки и т.д.), благодаря размещению тория только в зонах воспроизведения быстрого реактора становятся незначительными.

Переход к использованию в быстрых реакторах типа БН металлического топлива (в активной зоне) и тория (в зонах воспроизводства) позволяет в случае необходимости обеспечить наработку урана-233 до  $\approx 300$  кг/г·ГВт электрических при сохранении величины избыточной наработки плутония на уровне, характерном для традиционных вариантов плутониевых реакторов типа БН на оксидном топливе.

### 3. ТОПЛИВНЫЕ РЕСУРСЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Говоря о ядерных источниках энергии, обычно имеют в виду две принципиальные возможности получения ядерной энергии: во-первых, в реакции деления, во-вторых, в реакции синтеза. Ядерная энергетика сегодняшнего дня развивается только на базе ЯЭУ с реакторами деления, главным образом, с реакторами на тепловых нейтронах, использующими в качестве ядерного горючего практически только один изотоп урана — уран-235. Другой изотоп природного урана (уран-238), составляющий основную его часть (более 99,3 %), используется незначительно. При этом из урана-235, содержащегося в природном уране, полезно используется в тепловых реакторах с обогащенным топливом (к таким реакторам относятся все легководные реакторы, составляющие основу ЯЭ) всего лишь около 0,5 %. Оставшаяся часть урана-235 (примерно 0,2 %) представляет собой неизвлекаемую часть, идущую в отвал (отвальный уран).

В реакторах на тепловых нейтронах (типа ВВЭР, РБМК и др.) наряду с выгоранием урана-235 происходит накопление вторичного ядерного горючего: плутония (в урановых реакторах) и урана-233 (в ториевых реакторах). В процессе работы реактора деление части ядер вторичного ядерного горючего увеличивает энерговыработку реактора и приводит к использованию до 1 % урана-238 на каждую тонну топлива, загруженного в реактор. Кроме того, под действием быстрых нейтронов в тепловых реакторах происходит и непосредственное деление части ядер урана-238, при этом используется не более 0,1 % урана-238. Таким образом, в реакторах на тепловых нейтронах "сжигается" не более 1,5 % природного урана.

Геологические запасы урана в земной коре и в океане огромны. Возможность добычи урана из гранитов и морской воды обоснована экспериментально, позволяя, в принципе, получать в неограниченном количестве уран стоимостью в пределах 300 — 1000 долл./кг.

На практике оказывается важной, особенно на начальном этапе развития ЯЭ, не только и не столько принципиальное наличие запасов сырья, а его практическая доступность. Наряду с экономическими соображениями, а может быть и в еще большей степени, ограничивающим фактором нижнего допустимого уровня концентрации урана в руде являются соображения, связанные с защитой окружающей среды. Например, при концентрации урана в руде 0,005 вес. % количество извлекаемой породы на единицу потенциально заключенной в топливе энергии будет то же, что и сегодня при добыче каменного угля.

В литературе указывается, что нижний уровень концентрации урана в руде, при котором ее целесообразно добывать, ограничен диапазоном 0,005 – 0,010 вес. %.

Запасы ядерного топлива принято классифицировать по стоимости их добычи и по их геологической достоверности. При оценках используются обычно две стоимостные категории: до 80 долларов за 1 кг урана и от 80 до 130 долларов за 1 кг урана.

Указанная стоимость учитывает как прямые затраты на добычу и переработку, так и капитальные затраты, необходимые для обеспечения возможности добычи ядерного топлива.

Наблюдается некоторое расхождение стоимостной оценки запасов для различных стран. Но это различие не столь существенно, чтобы изменить общую картину, получаемую из известных оценок запасов топлива.

Запасы ядерного топлива принято также классифицировать по степени геологической достоверности различных ресурсов, которая отражает надежность имеющихся оценок. Принято различать следующие категории ресурсов по степени их достоверности – надежные и предполагаемые (прогнозируемые).

К категории "надежные ресурсы" относятся запасы урана, содержащегося в залежах, размеры, концентрация и расположение которых позволяют оценить стоимость извлечения урана на основе существующей технологии добычи и переработки.

К категории "предполагаемые ресурсы" относятся запасы урана, наличие которых в недрах предполагается на основе косвенных признаков и экстраполяции геологических данных и которые могут быть обнаружены существующими методами разведки. Однако при расчете сырьевой базы для удовлетворения потребности развивающейся ядерной энергетики ближайшего будущего эту категорию учитывать не рекомендуется.

Результаты оценки мировых запасов урана приведены в табл. 10.

Таблица 10

## Мировые запасы урана

Месторасположение	Категория ресурсов		
	надежные, тыс.т		предполагаемые, млн.т
	80 долл./кг	130 долл./кг	
Северная Америка	702	905	2,1 – 3,6
Африка	593	755	1,3 – 4,0
Австралия и Океания	290	300	2,0 – 3,0
Азия и Дальний Восток*	20	50	0,2 – 1,0
Южная Америка	85	90	0,7 – 1,9
Европа**	60	380	0,3 – 1,3
Всего:	1750	2480	6,6 – 14,8
Восточная Европа, СССР**, Китай**			3 – 7
Итого:			9,6 – 21,8

\* Без стран СЭВ.

\*\* В предположении пропорциональности запасов размерам территории.

Для сравнения в табл. 11 приведены имеющиеся оценки запасов органического топлива.

Как видно из табл. 10, в которой приведены мировые запасы урана для указанных категорий на основании данных, опубликованных в трудах Международной оценки ядерного топливного цикла (МОЯТЦ), достоверно оцениваемые запасы урана на Земле составляют примерно 4 млн.т. Экстраполяция на весь мир данных по запасам урана, полученных для США и Канады (стран с наиболее изученными геологическими запасами), дает примерную цифру 10 – 20 млн.т урана, что можно принять за их верхнюю оценку. В этом случае соответствующие гипотетические цифры для СССР (1/6 территории Земли) будут около 1,5 –

Таблица 11

Оценка ресурсов и запасов органического топлива (в единицах  $Q^*$ )  
в мире и в СССР

Виды органического топлива	Геологические запасы органического топлива**	Экономически обоснованные ресурсы органического топлива (доказанные)
Уголь	281,2	17,8
"Обычная" нефть (включая конденсатные ные жидкости) ***	25,8	3,6
"Необычная" нефть ****	38,5	—
Природный газ	10,0	2,4
Всего:	355,5 (СССР – 135)	23,8 (СССР – 15)

\* Численные результаты прогноза и оценки энергоресурсов удобно и наглядно выражать через единицу  $Q$  наряду с обычно используемыми стандартными величинами (т.у.т., ккал, кВт·т·г. и т.п.) за единицу принимается величина  $1 Q = 3,6 \cdot 10^{10}$  т.у.т =  $2,52 \cdot 10^{17}$  ккал =  $3,35 \cdot 10^{10}$  кВт тепловых · г. Годовое потребление энергии в мире в 2000 г. составит около  $1Q$ .

\*\* Считается, что при современной технологии извлекаемая часть геологических ресурсов составит для угля 6 , для нефти 40 %.

\*\*\* К месторождениям "обычной" нефти отнесены месторождения, которые можно разведывать и разрабатывать при современных технико-экономических условиях.

\*\*\*\* Месторождения "необычной" нефти связывают с месторождениями, которые будут открыты в полярных или других труднодоступных районах, а также месторождениями нефтеносных сланцев и битумоносных песков. Разведка и разработка таких месторождений потребует новых технологий, пока что развивающихся и экономически невыгодных сегодня.

– 3,0 млн. т. С учетом указанной выше эффективности использования урана в тепловых легководных реакторах (примерно 1,5 %) запасы урана, обеспечивающие конкурентоспособность АЭС с реакторами на тепловых нейтронах, составляют около  $2Q$ .

С учетом не только надежно известных, но и предполагаемых ресурсов урана ядерная энергетика с реакторами на тепловых нейтронах обеспечена энергоресурсами примерно до  $10Q$  , т.е. сопоставима по запасам с запасами энергетики на органическом топливе. Следовательно,

предельные возможности ядерной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах — это покрытие дефицита органического топлива до 2000 г. и на несколько следующих десятилетий. Таким образом, ядерная энергетика с реакторами только на тепловых нейтронах не может обеспечить развитие мировой энергетики на достаточно длительный период. Каковы же возможные пути решения проблемы?

С точки зрения решения проблемы топливных ресурсов ЯЭ рассматривается несколько возможных стратегий ее развития.

В основе первой группы стратегий лежит усовершенствование реализованных на сегодняшний день так называемых открытых топливных циклов без регенерации ядерного горючего, основанных на использовании урана-235 (совместно с ураном-238 и торием-232). Эта стратегия опирается на существующий уровень развития атомной промышленности и не требует создания промышленности по переработке отработавшего горючего. Так как в существующих тепловых реакторах (ТР) полезно используются практически только энергия деления урана-235, составляющего лишь 0,7 % общего количества ядерного горючего, то в современных ТР использование более дорогого урана приведет к повышению стоимости производства энергии на АЭС с ТР. Основное направление научно-технического поиска в развитии первой группы стратегий связано с повышением глубины выгорания делящегося материала (как урана-235, так и образующегося в процессе облучения плутония и урана-233), что в значительной мере обусловлено как возможностью решения технологических и материаловедческих проблем, так и возможностью улучшения баланса нейтронов в современных типах ТР. Например, легководные реакторы имеют резервы для повышения коэффициента использования природного урана. Еще большие возможности появляются при переходе с легководного на тяжеловодный замедлитель. Но лишь наиболее оптимистические оценки указывают на возможность увеличения этого коэффициента в 2–3 раза, по сравнению с нынешним для реакторов на тепловых нейтронах за счет оптимизации их конструкции и режима работы.

Основной недостаток первой группы стратегий — увеличение затрат и масштабов добычи сырья, затрат на создание обогатительных заводов и затрат на длительное хранение отработавшего топлива.

В основе второй группы стратегий находится переход к так называемым замкнутым (или в значительной мере замкнутым) циклам ЯЭ, предполагающим создание производств по регенерации отработавшего в ТР горючего с возвратом его (в виде плутония или урана-233) в цикл. При этом повторное использование регенерированного плутония целесообразно организовать в реакторах нового типа — в реакторах на быстрых

нейтронах (БР), а повторное использование урана-233 целесообразно в ТР, в том числе в бридерах на тепловых нейтронах.

Хотя существуют различные точки зрения на пути решения проблемы ядерного топлива, преобладающей стала та из них, которая связывает это решение с бридерами. Как уже указывалось, из всех известных типов бридеров (в том числе гибридных термоядерных реакторов ГТЯР и электроядерных установок ЯЭУ) мы имеем ввиду здесь в первую очередь реакторы-размножители на быстрых нейтронах с жидкокометаллическим натриевым охлаждением, т.е. реакторы типа БН, поскольку в настоящее время это единственный тип бридера, реализованный в промышленном масштабе.

В реакторах-размножителях эффективное использование природного урана может достигать  $\sim 60\%$  и более (рис. 1). Кроме того на АЭС с реакторами-размножителями при условии высоких значений коэффициентов воспроизводства и соответственно значительного роста энерговыработки ядерного горючего, стоимость электроэнергии практически не будет зависеть от стоимости урана, загруженного в реактор. Поэтому станет экономически целесообразным использование бедных руд, содержащих менее 0,1 % урана и не имеющих сегодня практического значения. При условии использования только достоверных ресурсов урана в реакторах-размножителях запасы урана будут эквивалентны  $\approx 180Q$ , а с учетом предполагаемых ресурсов урана  $\approx 900Q$ . Имеющиеся оценки указывают, что запасы бедных урановых руд (при стоимости урана до  $\sim 300$  долл./кг урана, при которой обеспечивается рентабельность АЭС с реакторами-размножителями) оцениваются в  $2100Q$ .

Возможно, в перспективе окажется выгодным использовать уран, содержащийся в морской воде и в гранитах. Если извлекаемая его часть достигнет 20 %, ресурсы такого урана составят около  $10^9$  т. При использовании в реакторах-размножителях запасы урана из воды океанов будут эквивалентны  $\sim 3,4 \cdot 10^4 Q$ . Не следует забывать и о запасах тория — источника накопления вторичного урана-233 в реакторах. По имеющимся данным запасы тория, хотя и менее концентрированы по сравнению с ураном, но зато гораздо более обширны (в 2–5 раз). В принципе, в энергоресурсы ядерной энергетики, кроме урана и тория, входят также запасыдейтерия и лития, который в термоядерной энергетике играет роль сырьевого материала (как торий и уран-238 в реакторах деления), являясь источником накопления, и лимитирует ресурсы термоядерной энергетики. Учет ресурсовдейтерия и лития, по оценкам, удваивает ресурсы ядерной энергетики, развивающейся на основе вторичного ядерного горючего, накапливаемого в реакторах-размножителях.

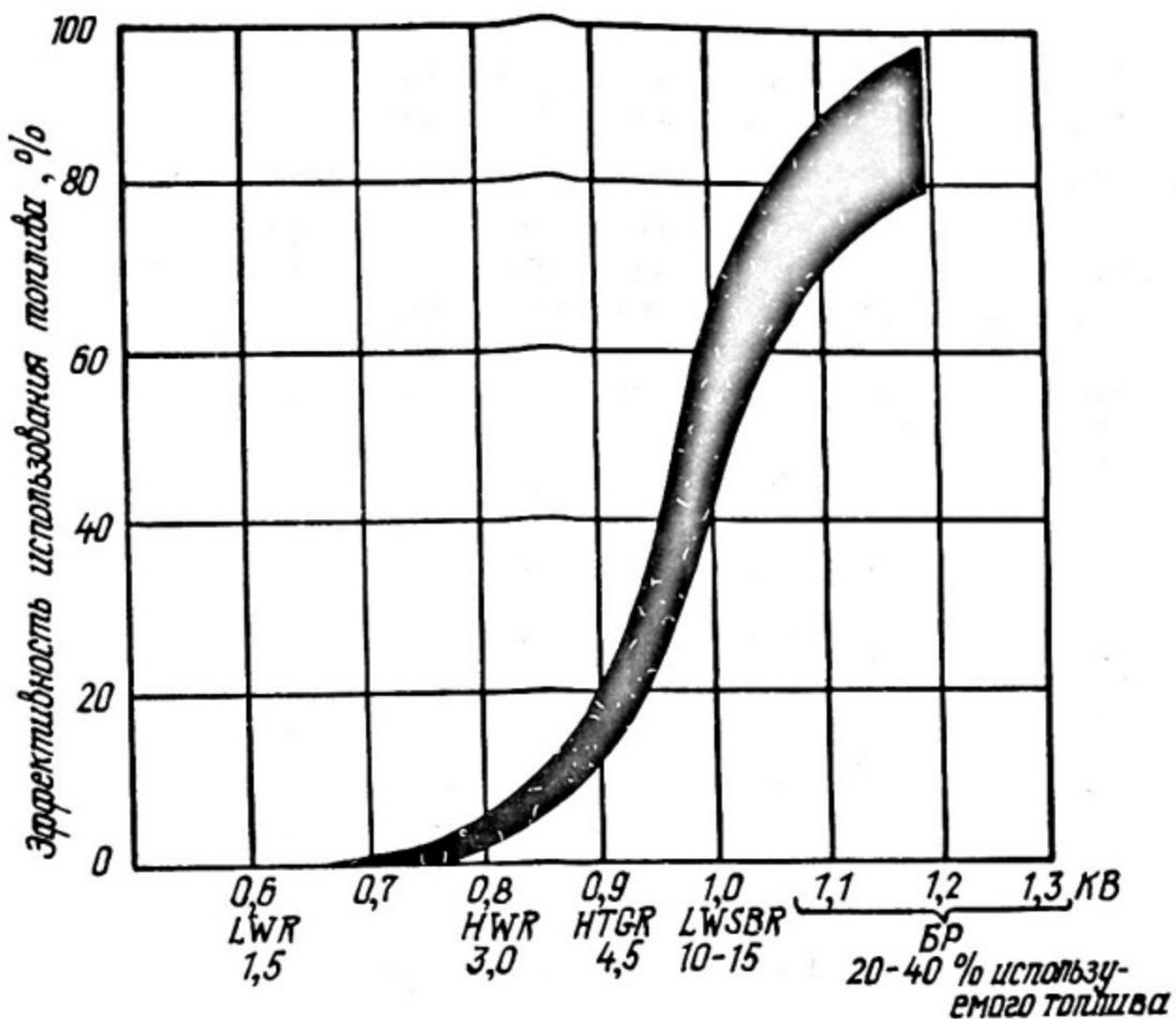


Рис. 1. Изменение эффективности использования топлива при переходе к усовершенствованным типам ядерных реакторов различного типа:  
**LWR** (ВВЭР) – водо-водяные реакторы; **HWR** – тяжеловодные реакторы в ториевом цикле; **HTGR** (ВТГР) – высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы в ториевом цикле; **LWSBR** – легководный реактор-размножитель с запальными сборками на уране-233; **БР** – быстрые реакторы-размножители

Итоговая оценка мировых энергоресурсов ядерной энергетики (как деления, так и термоядерной) отражена в табл. 12. При этом следует подчеркнуть, что энергоресурсы ядерной энергетики деления и синтеза практически неограничены, сравнимы и не могут служить критерием выбора или предпочтительности этих направлений при сравнении между собой.

Таблица 12

Мировые ресурсы ядерной энергетики  
(деления и термоядерной)

Тип реактора	Категории ресурсов	Ресурсы, ед. $Q$
Реакторы на тепловых нейтронах типа ВВЭР	Надежные и предполагаемые запасы урана по цене до 130 долл./кг урана	10
Реакторы на быстрых нейтронах типа БН	Надежные и предполагаемые запасы урана по цене: до 130 долл./кг урана до 300 долл./кг урана	$\sim 900$ $\sim 2,5 \cdot 10^3$
Термоядерный реактор $D_1^2 + T_1^3$	Запасы урана и тория в земной коре (в гранитах и т.п. до глубины 500 м) и в океане	$\sim 1,2 \cdot 10^7$
Термоядерный реактор типа $D_1^2 + D_1^2$	Ресурсы лития стоимостью до 60 долл./кг природного лития Ресурсы лития в океане и в земной коре Ресурсы дейтерия в океане	$\sim 1,8 \cdot 10^3$ $\sim 2,6 \cdot 10^6$ $\sim 3,8 \cdot 10^9$

#### 4. БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС

Тяжелые последствия (материальные, экономические, социальные и моральные) двух последних наиболее серьезных аварий на АЭС: Три-Майл-Айленд (США, 1979 г.) и Чернобыльской (1986 г.) среди прочих результатов привели к выработке нового понимания требований к безопасности ядерных энергетических установок.

Стало ясно, что социально приемлемый риск от ЯЭ с учетом перспектив строительства АЭС может быть обеспечен только в случае если вероятность тяжелых аварий не превысит  $10^{-5} - 10^{-7}$  1/реакторо-лет. При этом для аварий, заканчивающихся выходом радиоактивности за пределы внешнего защитного барьера с превышением уровня облучения населения и загрязнения окружающей среды  $R \leq 10^{-7}$  1/реакторо-год ( $R$  – вероятность тяжелой аварии).

Для аварий, заканчивающихся разрушением активной зоны при локализации радиоактивности в пределах защитного барьера,  $P \leq 10^{-5}$  1/реакторо-год.

Выполнение указанных требований соответствует повышению надежности современных АЭС (снижению вероятности тяжелой аварии) на два-три порядка.

Цель создания ядерных реакторов нового поколения, "Ядерного реактора XXI века", — радикальное повышение безопасности наряду с сохранением экономической эффективности АЭС. В итоге — выход на ядерные установки предельной безопасности ( $P \leq 10^{-8}$  1/реакторо-год).

Известны и развиваются два направления повышения уровня безопасности АЭС:

**Экстенсивное  
(традиционное) :**

совершенствование инженерных активных средств защиты,  
повышение надежности оборудования,  
превентивные диагностические системы,  
улучшение работы эксплуатационных служб.

**Интенсивное  
(новое) :**

развитие внутренних средств защиты (пассивные средства самозащищенности, основанные на внутренних физико-технических свойствах системы).

Проведенные исследования показали, что традиционные АЭС с легководными реакторами обладают существенными возможностями улучшения их технико-экономических показателей (в том числе характеристик безопасности), однако эти возможности ограничены и в основном связаны с экстенсивным путем повышения безопасности. Например, разработка проекта *SIZEWELL* показала, что снижение вероятности расплавления активной зоны в 10 раз приводит к росту затрат на производство энергии на 10 — 20 %. Реакторы типа *CANDU* характеризуются примерной вероятностью расплавления активной зоны  $5 \cdot 10^{-6}$  1/реакторо-год, а вероятность тяжелой аварии с разрушением защитных оболочек и выбросом радиоактивных продуктов деления за пределы АЭС оценивается величиной  $P \approx 8 \cdot 10^{-7}$  1/реакторо-год.

Общий ресурс эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах в мире превышает 170 реакторо-лет, в том числе в СССР — 70.

Как и во всех типах ядерных реакторов, в быстрых реакторах на пути выхода радиоактивности из топлива в помещения АЭС предусмотрено несколько барьеров.

В качестве первого, второго и третьего барьеров рассматриваются матрица топлива, герметичная и прочная оболочки топливных элементов из нержавеющей стали и корпус реактора.

Важной особенностью реакторов типа БН является наличие четвертого барьера — равнопрочного (с основным) страховочного корпуса реактора. На пути распространения радиоактивности в сторону разомкнутого паро-водяного контура четвертым барьером безопасности является второй натриевый контур и его прочные и плотные элементы конструкции (стенки труб и оборудования). Для локализации возможного выхода радиоактивных продуктов через уплотнения вращающихся пробок системы перегрузки предусмотрен четвертый барьер в виде прочного металлического "колпака", для локализации последствий утечек натрия при разуплотнении внешних вспомогательных натриевых трубопроводов первого контура — плотные и прочные боксы первого контура.

Необходимо также подчеркнуть отличительные особенности в назначении и условиях работы третьего барьера (корпуса реактора) реакторов типа БН:

практически полная интеграция всего оборудования первого контура в его пределах;

незначительное давление (около 0,5 ати в газовой полости и 1,5 ати в нижней части);

поддержание температуры корпуса при низких значениях (для нержавеющей стали) около 400 °С;

незначительная (практически отсутствует) повреждаемость от нейтронного облучения.

Отличительной особенностью быстрых реакторов типа БН является также:

наличие промежуточного нерадиоактивного натриевого контура, причем в теплообменнике давление со стороны второго контура выше, чем со стороны первого. Это обстоятельство исключает возможность распространения радиоактивности за пределы первого контура при разуплотнении теплообменников, а тем более попадания радиоактивных продуктов в пароводяной контур;

защищенность первого контура пассивными системами сброса давления;

отсутствие такого большого недостатка, как отравление активной зоны осколками деления после остановки блока и последующего ввода положительной реактивности в процесс расхолаживания;

удовлетворительная работоспособность топливных элементов в натрии: медленный процесс развития появляющихся при глубоких выго-

раниях дефектов в оболочке и отсутствие при этом выноса заметных количеств топлива в теплоноситель;

удержание натрием и улавливание холодными ловушками значительной доли радиоактивных осколков деления в случае выхода последних из топливных элементов в теплоноситель ;

низкая коррозионная активность натрия, отсутствие случаев разуплотнения контуров, обусловленных коррозией конструкционных материалов в натриевой среде.

Работы, выполненные в нашей стране и за рубежом, показали, что принципиально новые возможности открываются при разработке внутренне безопасных систем на основе быстрых реакторов.

Как уже указывалось, быстрые реакторы обладают повышенным уровнем безопасности по сравнению с другими типами ядерных реакторов благодаря:

использованию жидкого металла (натрия), обеспечивающего надежный теплоотвод при атмосферном давлении и достаточном запасе до кипения;

использованию усовершенствованных видов топлива повышенной плотности (например, нитридного или металлического), обеспечивающего компенсацию изменения реактивности в процессе выгорания топлива ( $K_{\text{ВА}} \approx 1$ ) и возможность ограничения "мощности" компенсаторов выгорания величиной менее  $\beta$  (доли запаздывающих нейтронов);

возможности гарантированного теплосъема в режиме естественной циркуляции (ЕЦ) – до 100 % от величины номинальной мощности реактора;

возможности обеспечения требуемых значений эффектов реактивности (близкие к нулю и отрицательные значения) ;

использование "модульной" компоновки, позволяющей отводить остаточное тепловыделение за счет естественной конвекции в бетонной шахте снаружи корпуса (или с помощью пассивного аварийного теплообменника).

Традиционно к числу факторов, определяющих специфику развития событий при аварии реакторов типа БН, относили:

высокую плотность энерговыделения, типичную для быстрого реактора типа БН (примерно 500 – 600 кВт/л) ;

значительное количество плутония в активной зоне реактора (до 4000 – 5000 кг в реакторах типа БН-1600, "Суперфеникс") ;

пониженную долю запаздывающих нейтронов;

положительный вклад в реактивность при уменьшении плотности теплоносителя (натрия) – НПКР (натриевый пустотный коэффициент

реактивности) – в реакторах большой мощности типа БН-800, БН-1600, "Суперфеникс".

Однако детальный анализ показал, что вероятность разрушения активной зоны быстрых реакторов нового поколения, так называемых реакторов модульного типа с повышенной безопасностью (*SAFR – Sodium Advanced Fast Reactor, PRISM – Power Reactor Inherently Safe Modular*) примерно в  $10^{-2} - 10^{-3}$  раз ниже, чем в традиционных легководных реакторах. Вероятность тяжелой за- предельной аварии с разрушением активной зоны оценивается для реакторов *SAFR* и *PRISM* величиной  $\approx 10^{-8}$  1/реакторо-год, что по- зволит рассматривать этот тип быстрых модульных реакторов в каче- стве ЯЭУ с предельно достижимой безопасностью. Что касается возмож- ности активного взаимодействия натрия с кислородом; то эта проблема может быть решена, в принципе, переходом к использованию тяжелых инертных теплоносителей на основе свинца (если будет обнаружена недо- статочность традиционно рассматриваемых применительно к реакторам типа БН средств герметизации и пожаротушения).

#### 4.1. Некоторые вопросы безопасности модульных реакторов

Новая концепция быстрых модульных реакторов развивается в США с 1981 г. Модульный реактор *PRISM* (с 1989 г. – новое на- звание *ALMR – Advanced Liquid Metal Reactor*) спроектирован так, что он остается безопасен, по мнению разработчиков (фирма *GE*) почти при любой ошибке операторов и в условиях основных проектных аварий. Основные характеристики установки даны в табл. 13. Особенностью реактора *ALMR* (*PRISM*) является саморегулирую- мая пассивная система съема тепла остаточного тепловыделения, способ- ная отвести 0,2 % номинальной мощности. При аварии основной системы теплосъема (магнитогидродинамических насосов) активная зона будет охлаждаться за счет естественной циркуляции натрия. Тепло из бака ре- актора будет передаваться излучением второму корпусу, откуда оно удаляется естественной циркуляцией воздуха между противоаварийной оболочкой и биологической защитой.

Более детальный анализ показывает дополнительные преимуще- ства металлического топлива, рассматриваемого в качестве основного варианта топливной загрузки и обеспечивающего более благоприятный исход аналогичных аварий по сравнению с оксидным топливом.

Таблица 13

Основные характеристики проекта быстрого модульного реактора *ALMR (PRISM)*. АЭС мощностью 1395 МВт электрических, содержащая три энергетических блока (по 465 МВт электрических), каждый из которых содержит три модульных реактора, работающих на одну турбину

Электрическая мощность одного блока, МВт .....	465
Тепловая мощность одного реактора, МВт .....	471
Давление пара перед турбиной, МПа .....	6,6
Температура натрия в первом контуре, °С:	
вход в реактор .....	338
выход из реактора .....	485
Температура натрия во втором контуре, °С:	
вход .....	282
выход .....	443
Вид топлива:	
основной вариант .....	Металлическое (сплав <i>U-Pu-Zr</i> )
альтернативный вариант .....	Оксидное ( <i>PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub></i> )
Интервал между перегрузками, мес .....	18
Полная кампания топливной загрузки, г .....	4–5
Предельная глубина выгорания, % т.а.....	14 – 16
Коэффициент воспроизводства .....	1,12 – 1,25

Как известно, металлическое топливо на порядок более теплопроводно, имеет меньшую удельную теплоемкость, существенно больший коэффициент линейного расширения. Благодаря высокой теплопроводности топлива, заполнению внутреннего зазора между металлическим топливом и оболочкой твэла натрием меньшей теплоемкости, металлический твэл имеет на порядок меньшую временную постоянную по сравнению с оксидным твэлом (табл. 14).

Перепад температур по радиусу металлического сердечника на порядок меньше, чем оксидного. Поэтому температура металлического топлива изменяется в соответствии с температурой теплоносителя, максимальное значение температуры находится в верхней части твэла. Эти различия металлического и оксидного видов топлива играет большую

роль в аксиальном распухании топлива под действием газообразных продуктов деления.

Таблица 14

Основные характеристики оксидного и металлического топлива,  
влияющие на безопасность

Характеристики	Оксид	Металл
Состав топлива	$PuO_2 - UO_2$	$U - Pu - 10 \text{ вес \% } Zr$
Плотность, $\text{г}/\text{см}^3$	10,9	15,8
Теплопроводность, $\text{Вт}/(\text{т} \cdot ^\circ\text{C})$	2,3	2,2
Теплоемкость, $\text{Дж}/(\text{кг} \cdot ^\circ\text{C})$	380	200
Коэффициент линейного расширения, $10^{-6} / ^\circ\text{C}$	11	20
Температура плавления, $^\circ\text{C}$	2750	1160
Временная (тепловая) постоянная твэла, с	3	0,3

Другой особенностью металлического топлива, способствующей его аксиальному расширению, является фазовый переход, имеющий место при температуре, значительно меньшей точки плавления.

При достаточно низкой температуре ( $\sim 700 \text{ }^\circ\text{C}$ ) изменяется кристаллическая решетка урана, что приводит к значительной потере прочности, увеличению скорости ползучести топливного материала. Высокая температура верхней части твэла, фазовый переход обеспечивают благоприятные условия для осевого распухания металлического топлива при температуре, значительно меньшей точки плавления. Из сказанного можно сделать вывод, что благодаря осевому расширению металлического топлива, усиленному линейным распуханием за счет роста температуры газообразных продуктов деления, появляется сильная отрицательная обратная связь по реактивности. Хотя такой же механизм обратной связи существует и в оксидном топливе, его эффективность существенно меньше, что определяется упомянутым выше характером распределения температур и прочностными характеристиками топлив. В результате металлическое топливо обладает механизмом значительной отрицательной обратной связи по реактивности до разрушения твэла, что является важным для безопасности работы реактора в условиях неконтролируемых всплесков положительной реактивности.

Одним из важнейших показателей безопасности реактора является изменение его мощности и температуры теплоносителя в другом типе

аварийных условий — при полном обесточивании системы теплосъема и несрабатывании аварийной защиты. Ожидается, что реактор обладает отрицательной реактивностной обратной связью по температуре натрия, что приведет к автоматическому падению мощности реактора. В данной аварийной ситуации основная положительная составляющая реактивности вносится Допплер-эффектом при охлаждении топливного сердечника. Поскольку в металлическом топливе разность температур между топливом и теплоносителем на порядок ниже, а спектр нейтронов жестче, чем в оксидном, то и внесение положительной реактивности за счет Допплер-эффекта в металлическом топливе существенно меньше. Прочие отрицательные компоненты температурного коэффициента реактивности, который в целом оказывается пропорциональным приросту температуры натрия, являются доминирующими (кроме, возможно, эффекта искривления ТВС). Другое благоприятное свойство безопасности металлического топлива состоит в том, что из-за значительно более низкой температуры в центре и существенно меньшей теплоемкости металлического твэла в нем меньше запасено тепловой энергии. Именно поэтому ход изменения мощности и температуры в реакторе с металлическим топливом в данной аварийной ситуации более благоприятен (рис. 2).

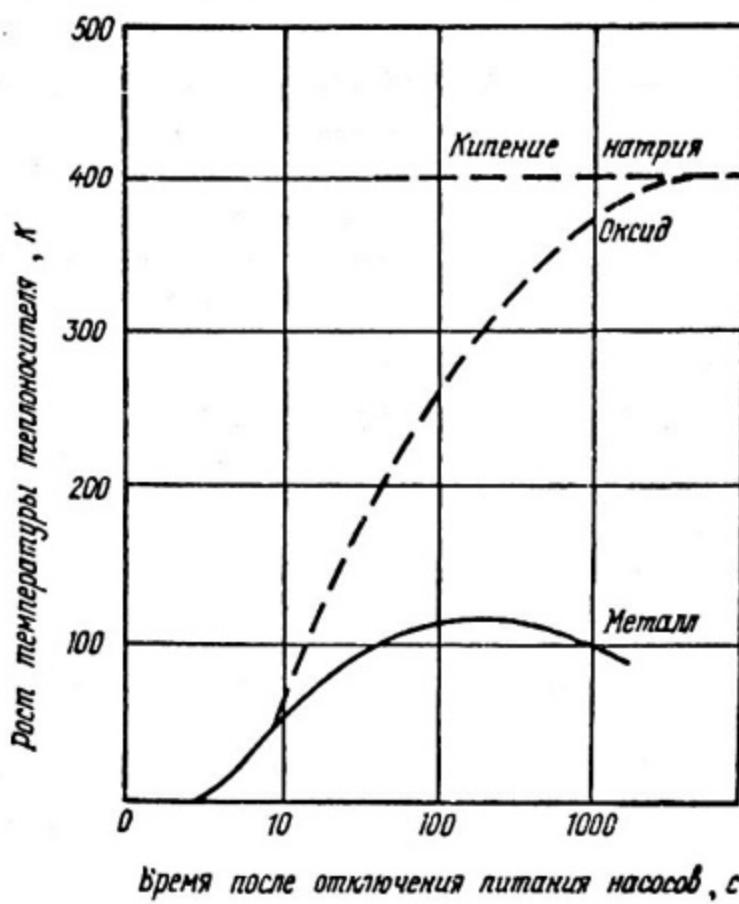


Рис. 2. Изменение температуры натрия при отключении насосов и отказе СУЗ для модульных БР с оксидным и металлическим топливом

Данный вывод основывается на результатах расчетно-экспериментальных исследований по поведению реактора при полной остановке натриевых насосов обоих или одного из контуров с отключением аварийной защиты. Эксперименты проводились в 1985 – 1986 гг. на реакторе *EVR-2* с целью демонстрации "внутреннего" свойства безопасности реактора – "самогашения" с расхолаживанием за счет естественной циркуляции. Эксперименты отличались специально подготовленной техникой инструментирования и контроля с целью предупреждения опасности разрушения твэлов. Испытания прошли успешно: контролируемые в реальном масштабе времени параметры изменялись в соответствии с расчетным предсказанием. Разумеется, экспериментам предшествовали обширные расчетно-вычислительные работы и предварительные измерения эффектов всех ГЦН или разрушения II – III контуров при одновременном отказе (несрабатывании) аварийной защиты. Как видно из табл. 15, в двух типах аварий остановка реактора пассивными средствами (за счет отрицательных эффектов реактивности) реактора на металлическом топливе обеспечивается при более низком уровне температур. Указанные аварии с точки зрения температурного режима более благоприятно протекают в реакторе меньшей мощности. Это обстоятельство является важным для модульных концепций.

Таблица 15

Отношение подогрева теплоносителя в конце процесса  $\Delta T_k$  номинальному при остановке ГЦН (расход за счет циркуляции 2 %) и увеличение температуры на входе  $\Delta T_{BZ}$  при разрушении II – III контуров с отказом аварийной защиты

Параметр	Металлическое топливо			Оксидное топливо	
$N_{3L}$ , МВт	100	330	1000	100	330
$\frac{\Delta T}{\Delta T_0}$	1,37	1,43	1,66	2,76	3,23
$\Delta T_{BZ}$ , °C	85	100	135	330	410

В реакторе *PRISM* предусмотрено также дополнительное "механическое" обеспечение внутренней безопасности: конфигурация активной зоны и пространственное распределение энерговыделения согласованы так, что при уменьшении расхода теплоносителя происходит образование "бутонов" ТВС. В результате такой обратной связи возникает отрицательная реактивность.

В заключение данного раздела приведем некоторые данные, отражающие прогресс в разработке быстрых реакторов на примере сравнения некоторых характеристик безопасности реактора "Суперфеникс" (отражающего уровень разработки традиционной концепции БН) и проекта усовершенствованного модульного быстрого реактора типа *SFR* (табл. 16).

Таблица 16

Параметры быстрых реакторов для анализа безопасности

Параметры	"Суперфеникс"	Модульный БР-типа
Средний подогрев $\Delta\sigma$ , °C	150	135
Уровень ЕЦ, % (% от номинальной, при которой ЕЦ сохранит $\Delta T$ )	25	10
Температура $\Delta\sigma$ на входе в реактор, °C	395	385
Максимальная температура $\Delta\sigma$ , °C	610	570
Максимальный аварийный эффект реак- тивности (оценка), $\beta$	3–5	0,5
Полный НПКР, $\beta$	5	3
Для мощностного эффекта реактивно- сти от разогрева топлива, $\beta$	–1,6	–0,26
Доля мощностного эффекта реактивности от разогрева т/н, $\beta$	–0,4	–0,37
Температурный изотермический коэффи- циент реактивности, $\beta$ /°C	–0,006	–0,004

В табл. 17 указанный прогресс проиллюстрирован результатами рассмотрения наиболее тяжелых аварий применительно к этим установкам: "Суперфеникс" и *SFR*:

*ATWS* — тяжелые аварии при отказе срабатывания защиты;

*LOFWS* — прекращение расхода теплоносителя в первом кон-  
туре;

*LOHSWS* — прекращение отвода тепла (разрушение второго кон-  
тура);

*OVCWS* — неконтролируемое переохлаждение натрия первого  
контура (до температуры замерзания);

*TOPWS* — неконтролируемый ввод избыточной реактивности.

Таблица 17

Максимальные значения температуры натрия при аварийных процессах, °С

Тяжелые аварии типа ATWS	"Суперфеникс"	БР модульный
LOFWS	800	660
LDH SWS	850	600
TOP WS	>900	700
DVCWS *	—	540
(LOF+TOP) WS*	—	810
(LOHS+TOP) WS*	—	720
(LOF+TOP+DVC) WS*	—	870

\* На стадии разработки реактора "Суперфеникс" (до 1985 г.) такого типа запроектные аварии даже не рассматривались.

## 5. ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Проблема влияния на окружающую среду ЯЭ, развивающейся в широких масштабах, включает в себя различные аспекты:

радиационную безопасность населения и персонала АЭС и предприятий ядерного топливного цикла (ЯТЦ) в процессе их эксплуатации;

задачу захоронения высокотоксичных отходов ядерного топливного цикла;

тепловое загрязнение окружающей среды, являющееся одной из наиболее принципиальных наряду с проблемой топливных ресурсов с точки зрения долговременной перспективы развития широкомасштабной ЯЭ.

Остановимся на каждом из указанных аспектов проблемы подробнее. При этом необходимо сделать одно существенное замечание, имеющее принципиальное значение. Речь идет о том, что атомная или тепловая станция — только часть топливно-энергетического комплекса, хотя и основное его предприятие, на котором получается конечный продукт энергопроизводства — тепло или электричество. В состав этого комплекса входят и другие предприятия, осуществляющие добывчу топлива, его переработку и транспортировку, захоронение отходов и т.п. Поэтому, изучая воздействие того или иного энергопроизводства на окружающую среду и человека, следует рассматривать весь топливно-энергетический

цикль, а не только энергетические станции. Это в особенности необходимо, когда сравниваются различные отрасли энергетики по степени воздействия на окружающую среду.

Всю последовательность повторяющихся производственных процессов в топливно-энергетическом комплексе, начиная от добычи топлива, включая производство энергии и кончая удалением отходов, обычно называют топливным циклом. Между ЯТЦ и традиционным топливным циклом на органическом топливе существуют определенное сходство и различие. Как правило, оба цикла включают в себя такие стадии, как начальная (добыча, переработка и транспортирование топлива), основная (производство энергии в виде тепла или электричества на атомной или тепловой станции), заключительная (транспортирование и переработка топлива и отходов, удаление отходов).

Различие между ними, в основном, связано со структурой и особенностями отдельных их стадий и с характеристиками потока топлива и отходов, обеспечивающего или сопровождающего работу соответствующих предприятий. В частности, ЯТЦ может включать в себя процессы, например, переработку отработавшего топлива, возврат (рецикл) остаточного топлива на повторное использование, которых нет в энергетике на органическом топливе.

### 5.1. Тепловые сбросы АЭС

Тепловые сбросы в окружающую среду присущи всем стадиям ЯТЦ. Так как КПД ( $\eta$ ) современных АЭС на легководных реакторах составляет около 33 %, то относительная мощность тепловых сбросов достигает  $\sim \frac{1-\eta}{\eta} \approx 2$ , т.е. 2 ГВт на 1 ГВт электрической мощности.

Существуют два фактора, которые обуславливают различие тепловых сбросов ТЭС и АЭС. Один из них носит временный характер. Дело в том, что КПД современных ТЭС выше, чем АЭС, и составляет около 40 % ( $\eta = 0,4$ ). В силу этого при одинаковой электрической мощности АЭС сбрасывает в окружающую среду в  $N$  раз большее количество тепла, чем ТЭС:

$$N = \frac{\eta_{TЭС}}{\eta_{AЭС}} \cdot \frac{1-\eta_{AЭС}}{1-\eta_{TЭС}} .$$

Отсюда находим, что  $N=1,3$  при  $\eta_{TЭС}=0,4$  и  $\eta_{AЭС}=0,33$ , т.е. мощность тепловых сбросов ТЭС в 1,3 раза меньше мощности тепловых сбросов АЭС и составляет 1,5 ГВт на 1 ГВт электрической мощности ТЭС.

Однако переход к эксплуатации АЭС с реакторами на быстрых нейтронах типа БН, имеющими КПД около 40 %, ликвидирует этот недостаток АЭС по сравнению с ТЭС.

## 5.2. Радиационная опасность ЯТЦ

Как мы уже упоминали, ЯТЦ оказывает воздействие на окружающую среду в результате: расхода природного урана (земельных площадей, воды, разного рода материалов и др.); химического загрязнения; теплового загрязнения; радиационного загрязнения.

Все эти виды загрязнения присущи энергетике на органическом топливе, зачастую даже в большей мере, чем ядерной. Например, ТЭС, работающая на угле, может оказывать даже большее радиационное воздействие на население, чем АЭС равной мощности в нормальном режиме работы. По первым трем видам воздействия между ядерным и неядерным топливными циклами имеется большое сходство. Как и в энергетике на органическом топливе, ЯТЦ вовлекает в производство некоторое количество естественных радиоактивных веществ, присутствующих в топливе или в сопровождающей его породе. Однако важнейшая особенность ЯТЦ заключается в том, что в процессе производства энергии на АЭС образуется большое количество потенциально опасных искусственных радиоактивных веществ. Попадание в окружающую среду даже малой части этих веществ может привести к опасным для человека последствиям. Поэтому задача обеспечения радиационной безопасности ЯТЦ состоит в том, чтобы полностью изолировать радиоактивные вещества от биосфера на всех стадиях топливного цикла, включая захоронение радиоактивных отходов, а возможные утечки этих веществ в окружающую среду как при нормальном режиме работы, так и при возможных аварийных ситуациях уменьшить до минимума.

С этой точки зрения особое место занимает АЭС, так как именно в процессе ее работы образуется подавляющая часть искусственных радиоактивных продуктов, активность которых в реакторе чрезвычайно высока ( $\sim 10^{10}$  Ки) за счет присутствия большого количества относительно короткоживущих нуклидов (продуктов деления).

При анализе потенциальной радиационной опасности продуктов работы ЯЭУ (в особенности с точки зрения возможности надежного долговременного захоронения радиоактивных отходов) крайне существенно учитывать, что значения допустимой концентрации топливных нуклидов (трансуранов) в воде и в атмосферном воздухе, как правило, в несколько тысяч раз меньше допустимой концентрации продуктов деления.

Для учета различной токсичности радионуклидов используется так называемый "индекс токсичности", который определяется как отношение активности радионуклида к его допустимой объемной активности в атмосферном воздухе или воде и показывает, какой объем воздуха или воды требуется для разбавления имеющейся активности до допустимых значений.

Высокая начальная активность образующихся жидких отходов примерно в  $2 \cdot 10^5$  раз больше активности необлученного топлива. Она обусловлена продуктами деления из которых наибольший вклад вносят:  $^{90}Sr + ^{90}Y$ ;  $^{106}Ru + ^{106}Rh$ ;  $^{134}Cs + ^{137}Cs + ^{137}Ba$ ;  $^{144}Ce + ^{144}Pr$  и  $^{147}Pm$ . Однако в течение нескольких сотен лет основная масса продуктов деления распадается и главную роль, как уже указывалось, начнут играть актиноиды.

Как видно из рис. 3 и 4, в первые 300 лет хранения отходов высокой удельной активности наибольший вклад в суммарный индекс токсичности вносят продукты деления (главным образом  $^{90}Sr$ ), затем актиноиды —  $^{241}Am$  (в интервале 300 — 1500 лет),  $^{243}Am$  (до 30000 лет), в последующие годы  $^{237}Np$  и продукты его распада,  $^{238}U$  ( $^{230}Th$ ,  $^{226}Ra$ ). Увеличение содержания нептуния ( $10^2 + 10^4$  лет) обусловлено распадом плутония-241 и америция-241, а плутония ( $10^2$  лет) — распадом  $^{244}Cm$ .

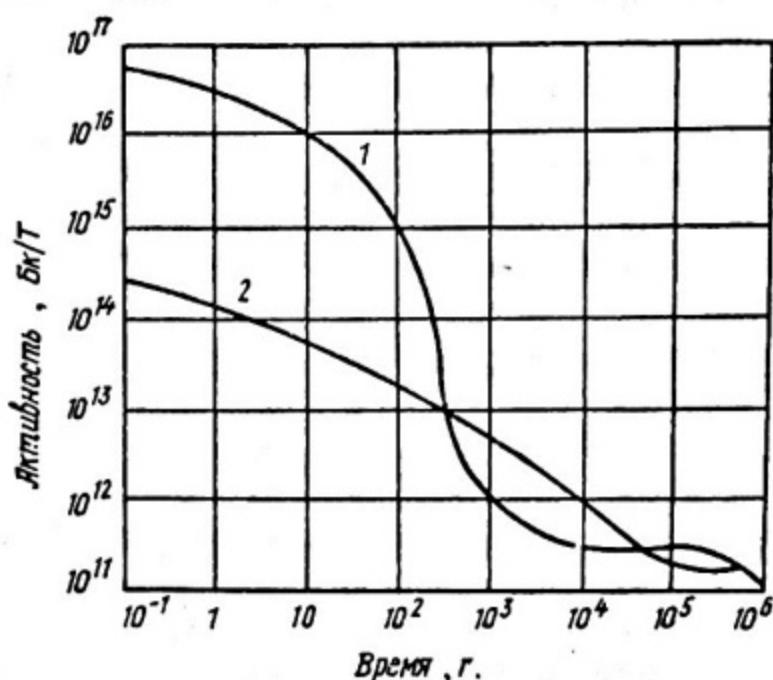


Рис. 3. Зависимость активности отходов от времени:  
1 — продукты деления;  
2 — актиноиды

Индекс токсичности продуктов деления (см. рис. 4) уже через 600 лет уменьшается до индекса токсичности необлученного топлива и продолжает со временем падать.

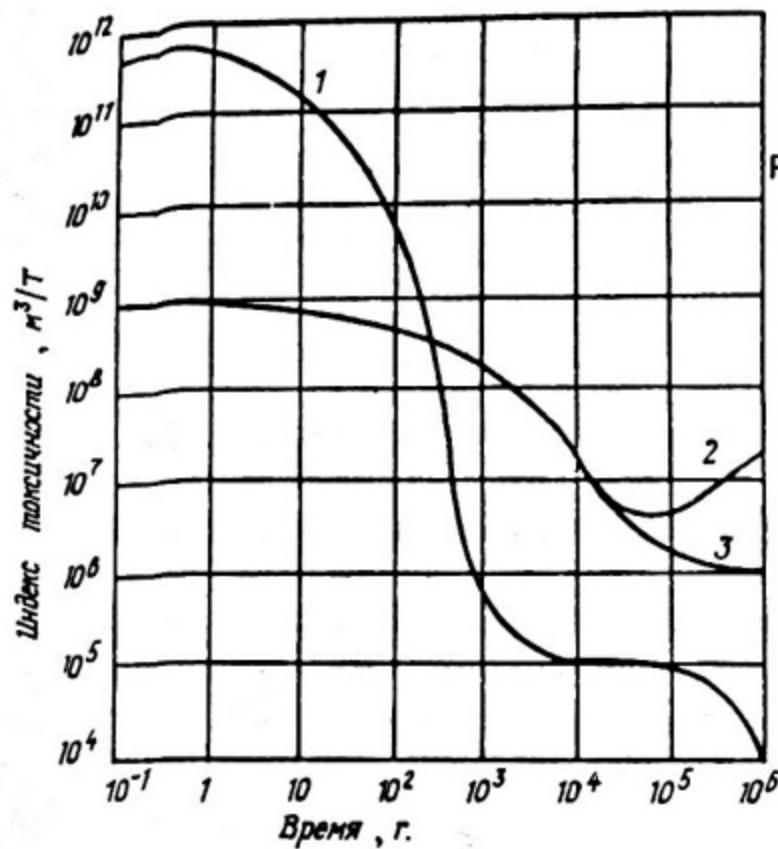


Рис. 4. Зависимость индекса токсичности от времени:  
1 – продукты деления;  
2 – актиноиды с учетом  $^{225}\text{Ra}$  и  $^{229}\text{Th}$ ; 3 – актиноиды без  $^{225}\text{Ra}$  и  $^{229}\text{Th}$

Таким образом, при долговременном захоронении радиоактивных отходов основную опасность представляют актиноиды. В этом случае индекс токсичности имеет минимум через  $5 \cdot 10^4$  лет, примерно равный индексу токсичности необлученного топлива.

Как видно из рис. 3, после 300 лет доминирующая активность отходов определяется актиноидами, а после 15000 лет – долгоживущими продуктами деления, такими как  $^{99}\text{Tc}$  и  $^{93}\text{Zr}$ .

К этому времени активность этих отходов оказывается в несколько десятков тысяч раз меньше первоначальной, их удельная активность лишь в 400 раз больше удельной активности урановой руды, содержащей 1 %  $U_3O_8$  по массе, или в 6 раз больше удельной активности свежего топлива ВВЭР-1000.

Результаты расчета равновесного нуклидного состава топлива в отработавшем топливе легководных реакторов приведены в табл. 18.

Расчеты также показывают, что использование отработавшего топлива легководных реакторов в быстрых реакторах типа БН приводит к существенному изменению его нуклидного состава, "полезному" выжиганию трансактинидов и в конечном итоге к снижению токсичности топлива в топливном цикле ЯЭ в 200 – 300 раз.

Как можно видеть из табл. 19, это полезное и очень важное свойство быстрых реакторов основывается на существенно более коротком

"времени жизни" трансурановых нуклидов в "жестком" спектре быстрых реакторов типа БН.

Таблица 18  
Равновесный нуклидный состав актинидов в отработавшем топливе легководных реакторов, отн. ед.

Нуклид	Топливо		
	$UO_2$	$(U-Pu)O_2$	$(U^{233}-Th)O_2$
$^{228}Th$	2,20–11	6,04–12	7,63–7
$^{232}Th$	5,41–10	1,11–10	0,9290
$^{232}U$	1,40–9	4,28–10	3,87–5
$^{233}U$	4,87–10	1,65–10	2,37–2
$^{234}U$	2,35–4	5,22–5	4,62–3
$^{235}U$	1,19–2	3,16–3	7,05–4
$^{236}U$	5,60–3	7,63–4	7,39–5
$^{238}U$	0,9285	0,9134	3,97–11
$^{237}Np$	5,18–4	1,76–4	3,77–6
$^{236}Pu$	6,42–10	2,73–10	2,46–12
$^{238}Pu$	1,78–4	9,59–4	5,47–7
$^{239}Pu$	6,14–3	1,52–2	4,94–8
$^{240}Pu$	2,36–3	1,11–2	7,68–9
$^{241}Pu$	1,30–3	5,89–3	3,10–9
$^{242}Pu$	6,11–4	4,33–3	5,31–10
$^{241}Am$	2,38–4	1,21–3	—
$^{242}Am$	6,27–7	8,29–6	—
$^{243}Am$	1,16–4	1,61–3	—
$^{242}Cm$	1,59–7	1,30–6	—
$^{243}Cm$	4,22–7	5,48–6	—
$^{244}Cm$	2,52–5	6,56–4	—
$^{245}Cm$	1,25–6	6,71–5	—
$^{246}Cm$	1,25–7	6,28–6	—

Таблица 19

Время "полураспада" ( $T_{1/2}$ , г.) основных актиноидов  
в тепловых и быстрых реакторах

Актиноид	$T_{1/2}$ естественного радиоактивного распада	Время "полураспада" в реакторе типа ВВЭР $\Phi = 3 \cdot 10^{13}$ нейtron/cm <sup>2</sup> ·с			Время "полураспада" в реакторе типа БН $\Phi = 3,2 \cdot 10^5$ нейtron/cm <sup>2</sup> ·с		
		$T_{1/2}$ деления	$T_{1/2}$ захвата	$T_{1/2}$ итог	$T_{1/2}$ деления	$T_{1/2}$ захвата	$T_{1/2}$ итог
$^{237}Np$	$2 \cdot 10^6$	$3,8 \cdot 10^4$	4,3	4,3	21	4,3	3,6
$^{241}Am$	433	230	8,7	0,88	26	3,5	3,0
$^{243}Am$	$7 \cdot 10^3$	$> 10^4$	9,2	9,2	33	4,0	3,6
$^{242}Cm$	0,45	$> 10^2$	46	0,44	12	7,7	0,4
$^{244}Cm$	18	610	53	13,1	15	10	4,6

Дальнейшая возможность (с точки зрения перспектив развития ЯЭ) открывается при переходе к использованию уран-ториевого цикла. Для сравнения на рис. 5 приведена суммарная активность актиноидов в топливных отходах для различных топливных циклов в зависимости от времени:

урановый цикл с потреблением урана-235;

уран-плутониевый цикл с подпиткой плутонием;

уран-ториевый цикл.

Из сопоставления (см. рис. 5) полученных данных видно, что переход к уран-плутониевому циклу в легководных реакторах приводит к существенному росту (примерно в 10 раз) активности отходов из-за увеличения накопления америция и кюрия.

В то же время незначительное содержание трансплутониевых нуклидов в отработавшем уран-ториевом топливе обуславливает относительно низкий уровень активности отходов (в  $10^2 - 10^3$  раз меньший, чем в урановом и уран-плутониевом циклах) в начальный период их хранения.

При этом считалось, что переработка уран-ториевого топлива оставляет в отходах 1 % тория и урана, весь протактиний, плутоний и другие трансурановые элементы. В результате дополнительная очистка отходов уран-ториевого цикла от урана, определяющего вместе с продуктами распада активность отходов при длительном их хранении, приведет к дополнительному снижению их активности.

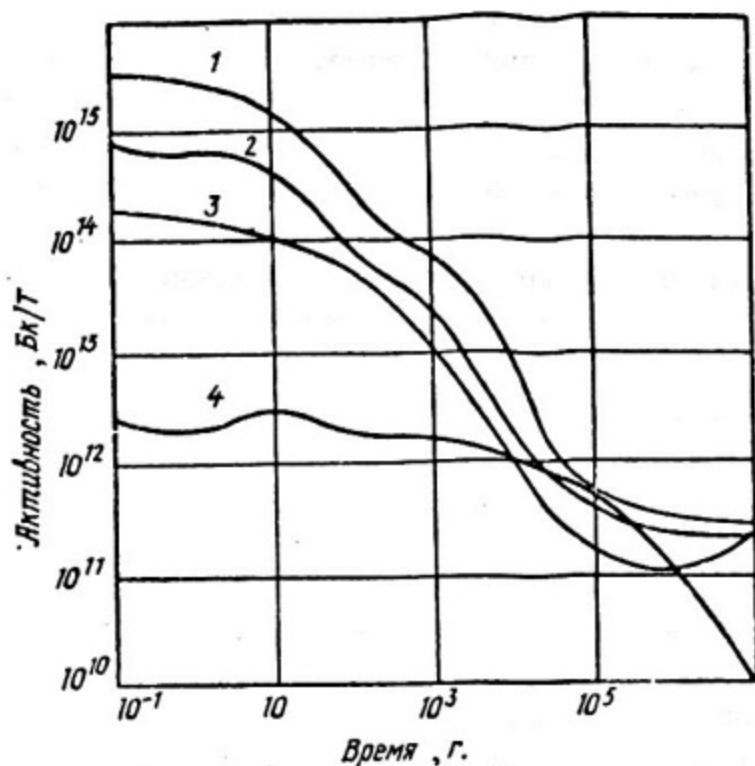


Рис. 5. Суммарная активность актиноидов в отходах в зависимости от времени для различных топливных циклов :  
 1 -  $(U-Pu)_2O$  ;  
 2 -  $(^{235}U + ^{238}U + Pu)_O_2$  ;  
 3 -  $UO_2$  ; 4 -  $(^{233}U - Th)_O_2$

В то же время повышение степени очистки от урана и плутония отходов уранового и уран-плутониевого топливных циклов не позволит существенно снизить активность отходов, так как в любой период времени хранения заметный вклад в активность вносят изотопы кюрия, америция, нептуния и продукты из распада.

Решение проблемы может быть найдено на основе технологии, обеспечивающей поступление долгоживущих нуклидов обратно в топливный цикл для использования в ядерном реакторе. В частности, исследования, выполненные в США (АНЛ), показали, что при электрохимической переработке металлического топлива быстрых реакторов, основная масса актиноидов извлекается вместе с плутонием. Разработанный цикл использования долгоживущих нуклидов в быстрых реакторах реализован в полупромышленном масштабе, а анализ результатов показывает, что один быстрый реактор, предназначенный для полезного (с производством электроэнергии) сжигания радиоактивных актиноидов, может обслуживать от 10 до 60 легководных реакторов на тепловых нейтронах.

Представляется, что несколько (два или четыре) национальных центра на основе быстрых реакторов по переработке топлива и сжиганию актиноидов, поступающих из реакторов на тепловых нейтронах, смогли бы обслужить все существующие и строящиеся мощности атомной промышленности в такой стране, как наша, в течение ближайших 50 лет. Подобные центры могли бы рассматриваться как возможный вариант обслуживания

топливного цикла ЯЭ стран СЭВ, развивающихся стран, а также как гарант мирного использования ядерного топлива. При этом имеется в виду не только реальность решения проблемы захоронения высокотоксичных отходов (поскольку срок порядка сотен лет, хотя и велик, но реален и не вызывает такого психологического шока, как необходимость захоронения токсичных веществ на "геологические" времена около  $10^5$  лет), но и возможность реализации внешнего (вне ядерных центров) топливного цикла без повторного использования плутония в основной массе энергетических реакторов. Плутоний будет использоваться только внутри ядерных центров в реакторах на быстрых нейтронах, а в масштабах страны транспортироваться и использоваться будет только урановое топливо (с обогащением  $\leq 10\%$  т.а.), как на основе урана-235, так и вторичное — на основе урана-233 (продукта реализации ториевого топливного цикла).

### Список использованной литературы

1. Т р о я н о в М.Ф. Сегодняшний день быстрых реакторов в Советском Союзе: Доклад на сессии Лондонского Королевского общества Великобритании "Реакторы-бридеры на быстрых нейтронах", 1989.
2. *Proceedings of the Fifth International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems, 1989, Karlsruhe, FRG*.
3. У олтер А., Р ейнольдс А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах. М.: Энергоатомиздат, 1986.
4. С а м о й л о в О. Б., У сы н и н Г. Б., Б а х м е т ѿ в А. М. Безопасность ядерных энергетических установок. М.: Энергоатомиздат, 1989.
5. Технологические аспекты ядерных энергетических систем с воспроизводством топлива/Под ред. Г.С. Бауэра, А. Макдональда. М.: Энергоатомиздат, 1988.
6. К о р о в и н Ю. А., М у р о г о в В. М., Ш м е л е в А. Н. Современные проблемы ядерной энергетики: Учебное пособие. Обнинск: ОИАТЭ, 1989.
7. М у р о г о в В. М., Т р о я н о в М. Ф., Ш м е л е в А. Н. Использование тория в ядерных реакторах. М.: Энергоатомиздат, 1983.
8. *International Nuclear Fuel Cycle Evaluation (INFCE); Group 1 - Availability of Nuclear Fuel; Group 5 - Fast Breeder; Group 8 - Advanced Fuel Cycle and Reactor, IAEA, Vienna, 1980.*
9. *Proc. ANS International Conference on Reliable Fuels for Liquid Metal Reactors, Tixdon, Arizona, 1986.*

10. Мурогов В.М., Ваньков А.А., Илюнин В.Г. Перспективы использования металлического топлива в быстрых реакторах. Препринт/ФЭИ-1913. Обнинск, 1988.
11. Ринейский А.А. Пути создания самозащищенных быстрых реакторов//Атомная энергия, т. 67, вып. 6, 1989, с. 420.
12. Нечаев А.Ф. Ядерная энергетика мира в сравнительной статистике к дискуссии о приемлемости ядерного способа производства энергии//Атомная энергия, т. 67, вып. 1, 1989, с. 3.
13. Орлов В.В., Слесарев И.С., Нихамкин А.Р. и др. Проблема топливо-обеспечения и анализ развития ядерной энергетики//Атомная энергия, т. 67, вып. 4, 1989, с. 235.
14. Нейтронно-физические проблемы безопасности ядерно-энергетических установок: Материалы У1 Всесоюзного семинара по проблемам физики реакторов. М.: ЦНИИАтомИнформ, 1989.
15. Баев Н.С., Демин В.Ф., Ильин Л.А. и др. Ядерная энергетика, человек и окружающая среда. М.: Энергоатомиздат, 1984.
16. Матвеев Л.В., Рагожин В.Ю. Актиноиды в жидких отходах, образующихся в процессе регенерации ядерного топлива ВВЭР-1000//Атомная энергия, т. 66, вып. 6, 1989, с. 388.

## СОДЕРЖАНИЕ

1. Ядерная энергетика и быстрые реакторы .....	3
2. Ядерные реакторы на быстрых нейтронах — основа решения проблем широкомасштабного развития ЯЭ .....	6
3. Топливные ресурсы ядерной энергетики .....	31
4. Безопасность АЭС .....	38
5. Экологические проблемы развития ядерной энергетики ...	48
Список использованной литературы .....	56

В.М. Мурогов М.Ф. Троянов

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ  
С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕАКТОРОВ  
НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Редактор Е.Г. Станкевич  
Техн. редактор Е.Н. Кочубей  
Корректор М.В. Макарова

---

Л.-116-03231 Подписано в печать 24.4.90 Формат 60x84 1/16  
Печл. 3.75 Уч.-изд.л. 3.75 Тираж 200 экз. Изд. № 092-1  
Заказ 1460 Цена 20 коп.

---

Московский инженерно-физический институт. Типография МИФИ,  
115409, Москва, Каширское шоссе, 31