

МИНИСТЕРСТВО ЭНЕРГЕТИКИ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ
ПРОЕКТНОЕ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЕ РЕСПУБЛИКАНСКОЕ УНИТАРНОЕ
ПРЕДПРИЯТИЕ
"БЕЛНИПИЭНЕРГОПРОМ"

**ОБОСНОВАНИЕ ИНВЕСТИРОВАНИЯ В СТРОИТЕЛЬСТВО АТОМНОЙ
ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ В РЕСПУБЛИКЕ БЕЛАРУСЬ**

КНИГА 11

ОЦЕНКА ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ

1588-ПЗ-ОИ4

ЧАСТЬ 8

ОТЧЕТ ОБ ОВОС

Часть 8.1. Описание АЭС

ПОЯСНИТЕЛЬНАЯ ЗАПИСКА

(Редакция 06.07.2010 г.)

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Директор

А.Н.Рыков

Заместитель директора

В.В.Бобров

Главный инженер проекта

А.И. Стрелков

Состав проекта

№ кни-ги	Обозначение	Наименование	Приме-чание
1	1588-ПЗ-ОИ4	Разработка исходных данных	
2	1588-ПЗ-ОИ4	Обоснование размещения АЭС	
3	1588-ПЗ-ОИ4	Альтернативные варианты строительства	
		АЭС. Парогазовая ТЭС	
4	1588-ПЗ-ОИ4	Альтернативные варианты строительства	
		АЭС. Пылеугольная ТЭС	
5	1588-ПЗ-ОИ4	Основные технологические решения.	
6	1588-ПЗ-ОИ4	Обеспечение станции ресурсами.	
7	1588-ПЗ-ОИ4	Основные архитектурно-строительные	
		решения	
8	1588-ПЗ-ОИ4	Структура АЭС, кадры и социальные	
		вопросы.	
9	1588-ПЗ-ОИ4	Организация инвестиционного проекта	
10	1588-ПЗ-ОИ4	Основные направления инженерно-	
		технических мероприятий гражданской	
		обороны и предупреждения чрезвычайных ситуаций	
11	1588-ПЗ-ОИ4	Оценка воздействия на окружающую среду	
12	1588-ПЗ-ОИ4	Сметная документация	
13	1588-ПЗ-ОИ4	Эффективность инвестиций	
14	1588-ПЗ-ОИ4	Основные решения проекта организации	
		строительства	

Взам. инв. №		Подпись и дата		Инв. № подл.		Изм.	Коп.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата	1588-ПЗ-ОИ4	Пояснительная записка	Стадия	Лист	Листов
	ОИ		2													
														 РЭУ "БЕЛГОСПРОЕКТОСТРОИТЕЛЬСТВО" Минск, Беларусь		
					Зам. ГИПа		Турков									
					Гл. спец.		Катанаев									
					Гл. техн.		Ивкина									
					Вед. инж.		Юшкевич									
					Н. контроль		Клещенок									

Продолжение

[illegible]

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

В работе принимали участие

От РУП «Белнипиэнергопром»

Зам.директора
Гл.специалист ПТО, к.т.н.
Зам.ГИП проекта
Вед. инженер отдела ГИП
Гл.геолог
Нач. отдела КНПОЭиЭ, к.т.н.
Главный технолог
Зав. группой, к.т.н.

В.В.Бобров
А.О.Катанаев
В.В.Турков
В.В.Юшкевич
А.И.Квятковский
В.Н.Альшевский
Л.И.Ивкина
В.Г.Веретенников

От «ЦНИИКИВР»

Директор, д.т.н.
Зав.лабораторией
Зав.сектором

М.Ю.Калинин
А.П.Станкевич
В.Н.Корнеев

От «Института природопользования»

Директор, д. г-м. н., член-корр. НАН Б
Зав. лабораторией, д. г-м. н., член-корр. НАН Б
Н.с., руководитель группы гидроэкологии
Зам.директора, д.г.н.
Зав.лабораторией, д.т.н.
В.н.с., к.г.н.
Гл.н.с., д.г.н.
Гл.н.с., д.т.н.

А.К.Карабанов
А.В.Кудельский
Н.М.Томина
В.С.Хомич
С.В.Какарева
М.И.Струк
Т.И.Кухарчик
Б.В.Курзо

От Института Экспериментальной ботаники им. В.Ф. Купревича

НАН Беларуси

Зав. лабораторией, д.б.н.
Гл.н.с., д.б.н.
Гл.н.с., д.б.н.
Гл.н.с., д.б.н.
Зав.НИЛ озераведения БГУ, д.г.н.

А.В.Пучило
Н.Ф. Ловчий
С.А.Дмитриева
И.М.Степанович
Б.П.Власов

От Государственного научно-производственного объединения «Научно-Практический центр ПО НАН Беларуси по биоресурсам»

Зав. лабораторией, к.б.н.
Отв.исполнитель, н.с.
Ст.н.с., к.б.н.

В.К.Ризевский
М.В.Максименков
М.В.Плюта

От ГУ «РЦРКМ»

Начальник ОНПР, к.т.н.
Начальник РАО
Начальник отдела АСППР

О.М.Жукова
В.Л.Самсонов
М.А.Подгайская

Инов. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Коп.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

4

От ГУ «Республиканский гидрометеорологический центр»

Зам. начальника, к.г.н.

Руководитель проекта

Зав. кафедрой общего землеведения, д.г.н.




В.И.Мельник

Г.С.Чекан

П.С.Лопух

От БГУ

Заведующий НИЛ гидроэкологии, д.б.н,

член-корр. НАН Б

Директор УНЦ «Нарочанская биологическая станция

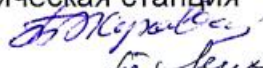
им Г.Г.Винберга» БГУ, д.б.н.

г.н.с. НИЛ гидроэкологии, д.б.н.

Научный сотрудник НИЛ гидроэкологии



А.П.Остапеня



Т.В.Жукова



Т.М.Михеева



Е.В.Лукьянова

От РНИУП «Институт радиологии»

Директор, д.б.н.

В.н.с. лаборатории радиоэкологии

лесных экосистем, к.с-х.н.



В.С.Аверин



А.Н.Переволоцкий

От ГУ «Республиканский научно-практический центр Гигиены»

Ответственный исполнитель, д.б.н., председатель

Национальной комиссии по радиационной защите

при СМ РБ

В.н.с., к.м.н.

Зав. лабораторией, к.м.н.



Я.Э.Кенигсберг

Е.В.Николаенко

Т.Е.Науменко

Инов. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Коп.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

5

Содержание

		Обозначение	Наименование	С.			
Взам. инв. № Подпись и дата Инв. № подл.		1588–ПЗ–ОИ4	Часть 8.1				
		1	Термины и определения	14			
		2	Введение	36			
		3	Общие положения. Обоснование	39			
			необходимости строительства АЭС				
		3.1	Сведения о документах, являющихся	39			
			основанием для сооружения белорусской				
			АЭС				
		3.2	Основные нормативные документы,	40			
			регулирующие деятельность в области				
			атомной энергии в Республике Беларусь				
		3.3	Краткие сведения о заказчике,	40			
			проектировщике и исполнителях ОВОС				
		3.4	Технико – экономические предпосылки	42			
			развития атомной энергетики в Беларуси				
		3.5	Топливо-энергетический баланс	43			
			Республики Беларусь до 2020 года				
		4	Альтернативные площадки размещения	46			
			АЭС. Альтернативные источники				
			электроэнергии				
		4.1	Альтернативные площадки	46			
			строительства АЭС				
		4.2	Альтернативные источники	59			
			электроэнергии				
		1588-ПЗ-ОИ4					
		Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата
		Зам. ГИПа		Турков			
Гл. спец.		Катанаев					
Гл. техн.		Ивкина					
Вед. инж.		Юшкевич					
Н. контроль		Клещенок					
Пояснительная записка							
Стадия	Лист	Листов					
ОИ	6						
 РУП «БЕЛАНТИЭНЕРГОПРОМ» Минск Беларусь							

Продолжение

Обозначение	Наименование	С.
1588–ПЗ–ОИ4 Часть 8.1	4.3 Сравнительная характеристика	60
	различных видов топлива, ТЭС и АЭС	
	4.4 Сравнение производства электроэнергии	62
	на атомной, парогазовой и угольной	
	электростанциях	
	5 Возможные варианты реализации	64
	проектного решения	
	5.1 Реактор с водой под давлением ВВЭР	67
	(PWR)	
	5.2 Водяной кипящий реактор ВК (BWR)	68
	5.3 Реактор с тяжелой водой под	69
	давлением (CANDU)	
	5.4 Сравнение типов реакторов по основным	70
	показателям	
	6 Описание АЭС. Технологические системы	73
	и технические решения	
	6.1 Основные технико-экономические	73
	характеристики АЭС - 2006	
	6.2 Информация о направлениях и состоянии	75
	разработок проектов российских АЭС	
	нового поколения	
	6.3 Сведения об экспертных заключениях	76
	6.4 Описание проекта – аналога АЭС и	78
	основные проектные характеристики	
	6.4.1 Источник проекта и цели	78

Взам. инв. №		6.3 Сведения об экспертных заключениях	76				
		6.4 Описание проекта – аналога АЭС и	78				
		основные проектные характеристики					
Подпись и дата		6.4.1 Источник проекта и цели	78				
Инв. № подл.		1588-ПЗ-ОИ4					
	Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок.	Подп.	Дата	Лист
							7

Продолжение

Обозначение	Наименование	С.
1588-ПЗ-ОИ4 Часть 8.1	6.4.2 Описание проекта	80
	6.5 Принципиальная схема АЭС. Состав	81
	основного оборудования	
	6.5.1 Принципиальная схема АЭС	81
	6.5.2 Состав основного оборудования АЭС	84
	6.6 Компоновка оборудования реакторной	86
	установки	
	6.6.1 Реактор	86
	6.6.2 Активная зона	90
	6.6.3 Приводы	100
	6.6.4 Парогенератор	100
	6.6.5 Главный циркуляционный насосный	102
	агрегат (ГЦНА)	
	6.6.6 Референтность основного оборудования	104
	турбинной установки	
	6.7 Основные критерии и принципы	105
	безопасности	
	6.7.1 Критерии безопасности и проектные	105
	пределы	
	6.7.2 Цели обеспечения радиационной	107
	безопасности	
	6.7.3 Основные принципы и проектные	109
	основы систем безопасности	
	6.7.4 Принцип глубоко эшелонированной	110
	защиты	

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Продолжение

Обозначение	Наименование	С.
1588-ПЗ-ОИ4 Часть 8.1	6.8 Системы безопасности. Проектные	112
	принципы и проектные решения	
	6.8.1 Система локализации расплава	119
	6.8.2 Система герметичных ограждений	120
	(контейнмент)	
	6.8.3 Референтность систем безопасности и	121
	оборудования, применяемых в проекте	
	АЭС	
	6.8.4 Основные результаты, полученные	122
	при использовании систем безопасности	
	6.9 Генеральный план	125
	7 Характеристика источников воздействия	129
	белорусской АЭС на окружающую среду	
	7.1 Строительство атомной станции	130
	7.2 Перечень и краткая характеристика видов	133
	воздействий АЭС на окружающую среду	
	7.3 Физико-химические виды воздействия	136
	7.3.1 Тепловое воздействие	136
	7.3.2 Химическое воздействие	138
	7.3.3 Жидкие сбросы в окружающую среду	141
	7.3.4 Характеристика химических выбросов	143
	7.4 Радиационное воздействие	144
	7.4.1 Выбросы радиоактивных газов и	144
	аэрозолей со станции	

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Продолжение

Обозначение	Наименование	С.
1588-ПЗ-ОИ4 Часть 8.1	7.4.2 Сбросы радиоактивных веществ со	146
	станции	
	7.5 Обращение с радиоактивными отходами	148
	7.5.1 Источники образования РАО	149
	7.5.2 Твердые РАО	150
	7.5.3 Жидкие РАО	151
	7.5.4 Газоарозольные отходы	152
	7.5.5 Хранение твердых РАО	154
	7.6 Воздействие и оценка влияния шума,	154
	электрического поля, маслonaполненного	
	оборудования	
	7.6.1 Воздействие и оценка влияния шума	154
	7.6.2 Воздействие и оценка влияния	156
	электрического поля	
	7.6.3 Воздействие и оценка влияния	158
	маслonaполненного оборудования	
	8 Обращение с ядерным топливом	158
	9 Радиационная защита	160
	9.1 Концепция радиационной безопасности	160
	9.2 Основные критерии и пределы	160
	радиационной безопасности	
	9.3 Основные меры обеспечения	162
	радиационной безопасности	

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Продолжение

Обозначение	Наименование	С.
1588-ПЗ-ОИ4 Часть 8.1	9.4 Проектные основы и основные проектные подходы обеспечения радиационной безопасности	163
	9.5 Обоснование радиационной безопасности АЭС	164
	10 Снятие с эксплуатации АЭС	166
	10.1 Концептуальный подход к проблеме снятия АЭС с эксплуатации	166
	10.2 Экологическая безопасность энергоблока, снимаемого с эксплуатации	168
	11 Радиологическая защита населения и окружающей среды	169
	11.1 Эксплуатация АЭС в условиях нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации	169
	11.2 Радиационные последствия аварий на энергоблоке	171
	11.2.1 Международная шкала ядерных событий (INES)	171
	11.2.2 Референтная тяжелая запроектная авария	174
	11.2.3 Радиационные последствия ЗА	176
	11.2.4 Радиационный контроль.	178
	Общие положения	

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Продолжение

Обозначение	Наименование	С.
1588-ПЗ-ОИ4 Часть 8.1	12 Резюме	179
1588-ПЗ-ОИ4 Часть 8.2	13 Характеристика окружающей среды	191
	13.1 Геологическая среда	193
	13.2 Химическое и радиоактивное загрязне	209
	ние	
	13.3 Метеорологические и аэрологические	238
	условия	
	13.4 Поверхностные воды. Количественные и	267
	качественные характеристики	
	13.5 Оценка состояния водных экосистем в	292
	30-км зоне белорусской АЭС	
	13.6 Подземные воды. Оценка современного	309
	состояния	
	13.7 Почвы. Сельское хозяйство. Оценка	318
	радиационного воздействия на	
	агрозкосистемы	
	13.8 Ландшафты, растительный мир,	323
	животный мир	
	13.9 Население и демография	341
	13.10 Историко-культурные ценности Остро-	350
	вецкого района	
	13.11 Резюме	354
1588-ПЗ-ОИ4 Часть 8.3	14 Комплексная оценка воздействия	373
	на окружающую среду в течение	
	жизненного цикла АЭС	

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Продолжение

Обозначение	Наименование	С.
1588–ПЗ–ОИ4 Часть 8.3	14.1 Введение	373
	14.2 Оценка прогнозного воздействия	374
	геологической среды на объекты АЭС	
	и АЭС на геологическую среду	
	14.3 Оценка воздействия в период	377
	строительства атомной станции	
	14.4 Воздействие АЭС на окружающую среду	380
	14.5 Радиационное воздействие	407
	14.6 Резюме	462
	15 Прогноз трансграничного воздействия	472
	белорусской АЭС	
	16 Экологические результаты ОВОС	498
	17 Мероприятия по охране окружающей	500
	среды	
	18 Предложения по организации программы	505
	экологического мониторинга	
	19 Резюме нетехнического характера	517
	20 Список ссылочных нормативных	520
	документов и литературы	
	21 Перечень принятых сокращений	530
1588–ПЗ–ОИ4 Часть 8.4	Приложения	

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №							Лист	
			Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата	1588-ПЗ-ОИ4	13

1 ТЕРМИНЫ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ

АЗ (сокр. от «аварийная защита») — функция безопасности, заключающаяся в быстром переводе реактора в подкритическое состояние и в поддержании его в подкритическом состоянии; комплекс систем безопасности, выполняющий функцию аварийной защиты.

Авария запроектная — авария, вызванная не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности сверх единичного отказа, реализацией ошибочных решений персонала.

Авария проектная — авария, для которой проектом определены исходные события и конечные состояния и предусмотрены системы безопасности, обеспечивающие с учетом принципа единичного отказа систем безопасности или одной, независимой от исходного события ошибки персонала ограничение ее последствий установленными для таких аварий пределами.

Активная зона — часть реактора, в которой размещены ядерное топливо, замедлитель, поглотитель, теплоноситель, средства воздействия на реактивность и элементы конструкций, предназначенные для осуществления управляемой цепной ядерной реакции деления и передачи энергии теплоносителю.

Активность (А) — мера радиоактивности какого-либо количества радионуклида, находящегося в данном энергетическом состоянии в данный момент времени: $A = dN/dt$, где dN — ожидаемое число спонтанных ядерных превращений из данного энергетического состояния, происходящих за промежуток времени dt . Единицей активности в СИ является обратная секунда (s^{-1}), называемая беккерель (Бк). Используемая ранее внесистемная единица активности кюри (Ки) составляет $3,7 \times 10^{10}$ Бк.

Альфа-излучение — вид ионизирующего излучения, состоящий из потока положительно заряженных частиц (альфа-частиц), испускаемых при радиоактивном распаде и ядерных реакциях.

Альфа-частица — положительно заряженная частица, выделяющаяся из ядра атома во время радиоактивного распада. Альфа-частицы являются ядрами гелия и содержат 2 протона и 2 нейтрона.

Аннигиляция — взаимодействие элементарной частицы и античастицы, в результате которого они исчезают, а их энергия превращается в электромагнитное излучение.

Античастица — элементарная частица, идентичная по массе, времени жизни и другим характеристикам ее «двойнику» — нормальной частице, но отличающаяся от нее знаком электрического заряда, магнитного момента и некоторыми другими характеристиками.

АС — атомная станция.

АСКРО — автоматизированная система контроля радиационной обстановки.

Атом — наименьшая частица химического элемента, которая является носителем его химических свойств. Атом состоит из положительно заряженного атомного ядра и отрицательно заряженных электронов, движущихся в кулоновском поле ядра по законам квантовой механики.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Атомная масса — масса атома химического элемента, выраженная в атомных единицах массы (а.е.м.). За 1 а.е.м. принята 1/12 часть массы изотопа углерода с атомной массой 12. 1 а.е.м.= $1,6605655 \times 10^{-27}$ кг.

Атомная электростанция (АЭС) — ядерная установка для производства электрической и тепловой энергии в заданных режимах и условиях применения, располагающаяся в пределах определенной территории, на которой для осуществления этой цели используются ядерный реактор (реакторы) и комплекс необходимых для его функционирования систем, устройств, оборудования и сооружений.

Атомная энергетика — см. **Ядерная энергетика**.

Атомное ядро — положительно заряженная центральная часть атома, вокруг которой вращаются электроны и в которой сосредоточена практически вся масса атома. Состоит из протонов и нейтронов.

Атомоход — общее название судов с ядерной силовой установкой.

Базовая нагрузка — часть спроса на электроэнергию, которая постоянна и не меняется в течение 24 часов, приблизительно равна минимальной дневной нагрузке.

Беккерель (Becquerel, Bq или Бк) — единица измерения СИ активности радиоактивных изотопов, названа по имени французского физика Анри Беккереля (А. А. Becquerel), 1 Бк соответствует 1 распаду в секунду.

Безопасность атомной станции, ядерная и радиационная (далее — безопасность атомной станции) — свойство атомной станции при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии, ограничивать радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду установленными пределами.

Бета-частица — частица, которая выделяется из атома во время радиоактивного распада. Бета-частицы могут быть как электронами (с отрицательным зарядом), так и позитронами.

Биологическая защита — это комплекс конструкций и материалов, окружающих ядерный реактор и его узлы, предназначенный для ослабления радиоактивного излучения до биологически безопасного уровня. Биологическая защита — это барьер для предотвращения или ограничения радиационного воздействия на персонал при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии. Основным материалом биологической защиты является бетон, металлы также являются хорошими поглощающими защитными материалами.

Битумирование радиоактивных отходов — отверждение жидких концентрированных или сухих радиоактивных отходов путем смешения их с расплавленным битумом и термического обезвоживания полученной смеси.

Блок атомной электростанции — часть атомной станции, представляющая собой ядерный реактор с генерирующим и иным оборудованием, обеспечивающая функции атомной электростанции в определенном ее проектом объеме.

БН — реактор на быстрых нейтронах, в котором теплоносителем первого и второго контуров является натрий, третьего контура — вода и пар. В России эксплуатируется на Белоярской АЭС.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Борная кампания — это период работы для реактора ВВЭР между перегрузками топлива (до момента, когда концентрация борной кислоты в теплоносителе первого контура становится равной нулю).

Бридер — см. Реактор-размножитель.

Быстрые нейтроны — нейтроны, кинетическая энергия которых выше некоторой определенной величины. Эта величина может меняться в широком диапазоне и зависит от применения (физика реакторов, защита или дозиметрия). В физике реакторов эта величина чаще всего выбирается равной 0,1 МэВ.

Бэр (биологический эквивалент рентгена) — внесистемная единица эквивалентной дозы. 1 бэр= 0,01 Зиверта.

ВАБ — вероятностный анализ безопасности.

Ввод в эксплуатацию — процесс, во время которого системы и компоненты построенной атомной станции приводятся в работоспособное состояние и оценивается их соответствие проекту атомной станции.

ВВЭР — водо-водяной энергетический реактор, в котором в качестве теплоносителя и замедлителя используется вода. Самый распространенный тип реакторов АЭС России, имеет две модификации — ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.

Внешнее облучение — облучение тела от находящихся вне его источников ионизирующего излучения.

Внутреннее облучение — облучение тела от находящихся или попавших внутрь источников ионизирующего излучения.

Вода тяжелая (D₂O) — разновидность воды, в которой обыкновенный водород (H) замещен его тяжелым изотопом-дейтерием (D).

Воздействие на окружающую среду — единовременный, периодический или постоянный процесс, последствиями которого являются отрицательные изменения в окружающей среде.

Воспроизводящий материал — материал, содержащий один или несколько воспроизводящих нуклидов, которые способны прямо или косвенно превращаться в делящиеся за счет захвата нейтронов (уран-238 и торий-232).

Вторичное ядерное топливо — к вторичному ядерному топливу относят плутоний-239 и уран-233, образующиеся в ядерных реакторах из урана-238 и тория-232 при поглощении нейтронов.

Вывод из эксплуатации — процесс, направленный на прекращение дальнейшего использования по назначению атомной станции, при котором обеспечивается безопасность работников (персонала) эксплуатирующей организации, граждан и окружающей среды.

Выгорание ядерного топлива — снижение концентрации любого нуклида в ядерном топливе вследствие ядерных превращений этого нуклида при работе реактора.

Выгорающий поглотитель — введенный в критическую систему материал, интенсивно поглощающий нейтроны, который компенсирует избыточную критическую массу делящегося материала в начальный период ее работы, и выгорает с течени-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

16

ем времени.

Высокообогащенный уран — уран с содержанием изотопа урана-235 по массе равным 20 или более процентам.

Гамма-излучение — электромагнитное излучение с очень короткой длиной волны (менее 0,1 нм), возникающее при радиоактивных превращениях и ядерных реакциях, при торможении заряженных частиц, их распаде и аннигиляции.

Гарантии МАГАТЭ — международная система контроля, установленная в рамках международной политики нераспространения ядерного оружия; система проверки, применяемая к мирному использованию ядерной энергии, осуществление которой возложено на Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) в соответствии с Уставом агентства, Договором о нераспространении ядерного оружия и Договором о запрещении ядерного оружия в Латинской Америке.

ГВт — гигаватт (10^9 Вт).

Генетические последствия излучения — нежелательные радиационные последствия воздействия ионизирующих излучений на живой организм, связанные с изменением его наследственных свойств и проявляющиеся у потомства облученного организма.

Гидрометаллургическая переработка урановой руды — извлечение урана и его соединений из природной руды при помощи водных растворов химических реагентов с последующим избирательным выделением урана из этих растворов. Основным методом химического обогащения урановой руды и получения уранового концентрата, в результате которого происходит изменение состава минералов.

Глубина выгорания — доля первоначального количества ядер данного типа, которые испытали ядерное превращение в реакторе при воздействии нейтронов (количество полученной энергии с единицы массы топлива, выражается в МВт×сут/кг U).

Графит — минерал, одна из кристаллических форм углерода. В ядерных реакторах в качестве замедлителя нейтронов используется графит ядерной чистоты (из которого удалены вещества, поглощающие нейтроны).

Грэй — единица измерения поглощенной дозы излучения в системе СИ, 1 Грэй (Гр) представляет поглощение одного джоуля энергии на килограмм ткани.

ГТУ — газотурбинная установка.

ГЦН — главный циркуляционный насос.

Дезактивация — удаление или снижение радиоактивного загрязнения с какой-либо поверхности или из какой-либо среды.

Дейтерий — «тяжелый» изотоп водорода с атомной массой 2.

Деление ядер — расщепление тяжелого ядра на два, сопровождаемое выделением относительно большого количества энергии и, как правило, двух или трех нейтронов.

Делящийся материал — материал, содержащий один или несколько делящихся нуклидов и способный при определенных условиях обеспечить достижение критичности.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

17

Делящийся нуклид — нуклид, способный претерпеть ядерное деление в результате взаимодействия с медленными нейтронами. Существуют три наиболее важных делящихся нуклида, представляющих интерес в ядерной энергетике. Один из них (уран-235) существует в природе, а два других (уран-233 и плутоний-239) являются искусственными.

Детектор ионизирующего излучения — чувствительный элемент прибора (средства) измерения, предназначенный для регистрации ионизирующего излучения.

Диоксид урана — химическое соединение, основа ядерного топлива. В качестве порошка применяется для изготовления топливных таблеток.

Дистанционирующая решетка (ДР) — элемент тепловыделяющей сборки, предназначенный для крепления тепловыделяющих элементов.

Доза годовая эффективная (эквивалентная) — сумма эффективной (эквивалентной) дозы внешнего облучения человека, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной (эквивалентной) дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год. Единица годовой эффективной дозы — зиверт (Зв).

Доза поглощенная — величина энергии ионизирующего излучения, переданная веществу. Энергия может быть усреднена по любому определенному объему, и в этом случае средняя доза будет равна полной энергии, переданной объему, деленной на массу этого объема. В единицах СИ поглощенная доза измеряется в джоулях, деленных на килограмм, и имеет специальное название — грей (Гр).

Доза предотвращаемая — прогнозируемая доза вследствие радиационной аварии, которая может быть предотвращена защитными мероприятиями.

Доза эквивалентная — поглощенная доза в органе или ткани, умноженная на соответствующий взвешивающий коэффициент для данного вида излучения.

Доза эффективная — величина воздействия ионизирующего излучения, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения организма человека и отдельных его органов с учетом их радиочувствительности. Она представляет собой сумму произведений эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты для органа или ткани.

Доза эффективная коллективная — мера коллективного риска возникновения стохастических эффектов облучения; она равна сумме индивидуальных эффективных доз. Единица эффективной коллективной дозы — человеко-зиверт (чел.-Зв).

Дозиметр — прибор для измерения поглощенной дозы или мощности дозы ионизирующего излучения.

Дозиметрия — область прикладной ядерной физики, в которой изучают физические процессы, характеризующие действие ионизирующего излучения на различные объекты.

Естественный радиационный фон — космическое излучение и излучение, создаваемое природными радионуклидами, содержащимися в земле, воде, воздухе, других элементах биосферы, в пищевых продуктах, в организме человека и животных.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Нодок	Подп.	Дата

ЖРО — жидкие радиоактивные отходы.

Загрязнение поверхности неснимаемое (фиксированное) — радиоактивные вещества, которые не переносятся при контакте на другие предметы и не удаляются при дезактивации.

Загрязнение поверхности снимаемое (нефиксированное) — радиоактивные вещества, которые переносятся при контакте на другие предметы и удаляются при дезактивации.

Загрязнение радиоактивное — присутствие радиоактивных веществ на поверхности, внутри материала, в воздухе, в теле человека или в другом месте в количестве, превышающем уровни, принятые в установленном порядке.

Закись-окись урана (U_3O_8) — соединение, имеющее несколько модификаций в зависимости от условий приготовления; образуется при окислении диоксида урана и при прокаливании на воздухе любого оксида урана, гидрата оксида или соли урана и летучего основания или кислоты.

Замедлитель — материал, например, легкая или тяжелая вода, графит, используемый в реакторе для замедления быстрых нейтронов путем столкновения с более легкими ядрами для того, чтобы способствовать дальнейшему делению ядерного топлива.

Замкнутый ядерный топливный цикл — ядерный топливный цикл, в котором отработавшее ядерное топливо, выгруженное из реактора, перерабатывается для извлечения урана и плутония для повторного изготовления ядерного топлива.

Захоронение радиоактивных отходов — безопасное размещение радиоактивных отходов без намерения последующего их извлечения и использования.

Защитная оболочка реактора — техническое средство, предусмотренное для предотвращения выхода недопустимых количеств радиоактивных веществ из ядерного реактора в окружающую среду даже при аварии.

Защитные системы (элементы) безопасности — системы (элементы), предназначенные для предотвращения или ограничения повреждений ядерного топлива, оболочек твэлов, оборудования и трубопроводов, содержащих радиоактивные вещества.

Зиверт (Sievert, Зв) — единица эквивалентной и эффективной дозы излучения в системе СИ, названа в честь шведского ученого Г. Р. Зиверта (G. R. Siewert).

Зона воспроизводства — часть ядерного реактора, содержащая воспроизводящий ядерный материал и предназначенная для получения в ней вторичного ядерного топлива.

Зона наблюдения — территория за пределами санитарно-защитной зоны, на которой проводится радиационный мониторинг.

Зона радиационной аварии — территория, на которой установлен факт радиационной аварии.

Изотоп — атомная форма элемента, имеющего определенное число нейтронов. Различные изотопы элемента имеют одинаковое число протонов, но различное ко-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

19

личество нейтронов и, таким образом, различную атомную массу, например, U-235, U-238. Некоторые изотопы являются нестабильными и распадаются, образуя затем изотопы других элементов.

Инертные радиоактивные газы (ИРГ) — газообразные химически инертные продукты деления ядерного топлива в реакторе, включающие радионуклиды аргона, криптона, ксенона.

ИНЕС (INES) — международная шкала классификации ядерных инцидентов, введенная для оценки уровня их опасности. Имеет 8 уровней (нулевой плюс семь уровней опасности).

Ион — атом, электрически заряженный из-за потери или приобретения электронов.

Ионизация — образование положительных и отрицательных ионов из электрически нейтральных атомов и молекул.

Ионизирующее излучение — излучение, которое создается при радиоактивном распаде, ядерных превращениях, торможении заряженных частиц в веществе и которое образует при взаимодействии со средой ионы разных знаков.

Исследовательский реактор — ядерный реактор, используемый для проведения фундаментальных и прикладных исследований и наработки радиоизотопной продукции.

Источник излучения природный — источник ионизирующего излучения природного происхождения, на который распространяется действие норм радиационной безопасности НРБ-2000.

Источник излучения техногенный — источник ионизирующего излучения, специально созданный для полезного применения или являющийся побочным продуктом этой деятельности.

Источник ионизирующего излучения — устройство или радиоактивное вещество, испускающее или способное испускать ионизирующее излучение.

Источник радионуклидный закрытый — источник излучения, устройство которого исключает поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду в условиях применения и износа, на которые он рассчитан.

Источник радионуклидный открытый — источник излучения, при использовании которого возможно поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду.

Исходный материал — материал, имеющий в составе уран или торий, с содержанием изотопов в том отношении, в каком они находятся в природном уране и тории.

ИТЭР (ITER, International Thermonuclear Experimental Reactor) — Международный термоядерный экспериментальный реактор, который строится международной группой ученых под эгидой МАГАТЭ. Предполагается, что он станет прообразом первой в мире термоядерной электростанции DEMO.

Канальный реактор — ядерный реактор, в активной зоне которого топливо и циркулирующий теплоноситель содержатся в отдельных герметичных технологических каналах, способных выдержать высокое давление теплоносителя.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Керамическое топливо — ядерное топливо, состоящее из тугоплавких соединений, например, оксидов, карбидов, нитридов.

КИУМ (Коэффициент использования установленной мощности) — отношение фактической энерговыработки реакторной установки за период эксплуатации к энерговыработке при работе на номинальной мощности; характеризует эффективность и надежность работы АЭС.

Классификация отходов — процесс распределения отходов по специальным категориям, установленным для гарантии того, что наработанные отходы обрабатываются способом, гарантирующим наибольшую защиту людей и окружающей среды.

Классы безопасности — классификация оборудования и систем АЭС по роли в обеспечении безопасности АЭС (к классу безопасности 1 относятся твэлы и элементы АС, отказы которых являются исходными событиями запроектных аварий, приводящими при проектном функционировании систем безопасности к повреждению твэлов с превышением установленных для проектных аварий пределов).

Контейнмент — защитная бетонная герметичная оболочка реакторного зала.

Контроль радиационный — получение информации о радиационной обстановке в организации, в окружающей среде и об уровнях облучения людей (включает в себя дозиметрический и радиометрический контроль).

Корпус ядерного реактора — герметичный резервуар, предназначенный для размещения в нем активной зоны и других устройств, а также для организации безопасного охлаждения ядерного топлива потоком теплоносителя.

Корпусный реактор — ядерный реактор, активная зона которого находится в корпусе, способном выдержать давление теплоносителя и тепловые нагрузки. Высокое давление теплоносителя в легководных реакторах, которые по конструктивному исполнению являются корпусными, требует наличия прочного толстостенного стального корпуса.

Космическая радиация — энергетические частицы, в том числе протоны, которые падают на Землю из открытого космоса.

Коэффициент размножения — характеристика цепной реакции деления, отражающая отношение количества нейтронов данного поколения к количеству нейтронов предыдущего поколения.

Критерии (пределы) безопасности — установленные нормативными правовыми актами и (или) органами государственного регулирования безопасности значения параметров и (или) характеристик АС, в соответствии с которыми обосновывается ее безопасность.

Критическая масса — наименьшая масса ядерного топлива, в которой может протекать самоподдерживающаяся цепная реакция деления. Определяется конструкцией, составом активной зоны и другими факторами.

Критическое состояние реактора — стационарное состояние реактора, при котором количество нейтронов не изменяется во времени (см. **Коэффициент размножения**).

Кюри (Ки) — внесистемная единица активности, первоначально активность 1 г изотопа радия-226. $1 \text{ Ки} = 3,7 \times 10^{10} \text{ Бк}$.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Легководный реактор — ядерный энергетический реактор, в котором обычная (легкая) вода используется одновременно в качестве замедлителя и теплоносителя. Различают два типа таких реакторов: реактор с водой под давлением и реактор с кипящей водой.

Локализирующие системы (элементы) безопасности — системы (элементы), предназначенные для предотвращения или ограничения распространения выделяющихся при авариях радиоактивных веществ и ионизирующего излучения за предусмотренные проектом границы и для их выхода в окружающую среду.

Лучевая болезнь — общее заболевание со специфическими симптомами, развивающееся вследствие воздействия ионизирующего излучения.

Лучевое поражение — патологические изменения крови, тканей, органов и их функций, обусловленные воздействием ионизирующего излучения.

МАГАТЭ — Международное агентство по атомной энергии (International Atomic Energy Agency, IAEA), международный контролирующий орган, следящий за соблюдением ядерной безопасности и нераспространением ядерного оружия во всем мире.

Мегаватт (МВт) — единица измерения мощности, равная 10^6 ватт. МВт(э) относится к электрической мощности генератора, МВт(т) — к тепловой мощности реактора или источника тепла (например, полная тепловая мощность самого реактора обычно в три раза больше электрической мощности).

Микро — одна миллионная доля какой-либо единицы (например, 1 микрозиверт равен 10^{-6} зиверта).

МКРЗ — Международная комиссия по радиологической защите, независимая группа научных экспертов, предоставляющая консультации и рекомендации по обеспечению защиты и населения, и персонала ядерной отрасли от ионизирующей радиации.

«Мокрое» хранилище — хранилище ядерного топлива (как правило, отработавшего) с использованием воды.

МОКС-топливо (от MOX, Mixed Oxide Fuel) — смешанное (обычно на основе урана и плутония) оксидное ядерное топливо.

Мониторинг — система регулярных наблюдений по определенной программе для оценки текущего состояния наблюдаемого объекта и прогнозирования его изменений в будущем.

Мощность дозы — доза излучения за единицу времени (например: бэр/с, Зв/с, мбэр/ч, мЗв/ч, мкбэр/ч, мкЗв/ч).

МПа — мегапаскаль (10^6 Па).

Население — все лица, включая персонал, вне работы с источниками ионизирующего излучения.

Независимые системы (элементы) — системы (элементы), для которых отказ одной системы (элемента) не приводит к отказу другой системы (элемента).

Незамкнутый ядерный топливный цикл — ядерный топливный цикл, в котором отработавшее ядерное топливо, выгруженное из реактора, не перерабатывается.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Нейтрон — незаряженная элементарная частица, находящаяся в ядре каждого атома, за исключением водорода. Одиночные подвижные нейтроны, двигающиеся с разными скоростями, возникают в результате реакций деления. Медленные (тепловые) нейтроны могут, в свою очередь, легко становиться причиной деления ядер «делящихся» изотопов, например, U-235, Pu-239, U-233; а быстрые нейтроны могут вызвать деление ядер «воспроизводящего» изотопа, например, U-238. Иногда атомные ядра просто захватывают нейтроны.

Необнаруживаемый отказ — отказ системы (элемента), который не проявляется в момент своего возникновения при нормальной эксплуатации и не выявляется предусмотренными средствами контроля в соответствии с регламентом технического обслуживания и проверок.

Низкоактивные отходы — радиоактивные отходы, для которых из-за низкого содержания радионуклидов не требуется специальная защита при обращении с ними.

Низкообогащенный уран — уран с содержанием изотопа урана-235 менее 20 % по массе.

Нормальная эксплуатация — эксплуатация АС в определенных проектом эксплуатационных пределах и условиях.

Нуклид — вид атома с определенным числом протонов и нейтронов в ядре, характеризующийся атомной массой и атомным (порядковым) номером.

Нуклид делимый (пороговый) — нуклид, который делится под действием нейтронов, когда их энергия превышает определенный предел, или порог. К природным делимым нуклидам относятся U-238 и Th-232 (они также называются сырьевыми или воспроизводящими нуклидами).

Нуклид делящийся — нуклид, который способен делиться под действием нейтронов с любой кинетической энергией, в том числе равной нулю. Существует лишь один природный делящийся нуклид. Это изотоп U-235. Pu-239 и U-233 относятся к искусственным (воспроизводимым) делящимся нуклидам.

Нуклон — общее название для протона и нейтрона, то есть частиц, из которых состоят атомные ядра.

Обедненный уран — уран, в котором содержание изотопа урана-235 ниже, чем в природном уране (менее 0,7 %), побочный продукт обогащения в топливном цикле, может смешиваться с высокообогащенным ураном для производства ядерного топлива.

Обеспечивающие системы (элементы) безопасности — системы (элементы), предназначенные для снабжения систем безопасности энергией, рабочей средой и создания условий для их функционирования.

Облучение — воздействие на человека ионизирующего излучения.

Облучение аварийное — облучение в результате радиационной аварии.

Облучение медицинское — облучение граждан (пациентов) при медицинском обследовании и лечении.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Облучение природное — облучение, которое обусловлено природными источниками излучения.

Облучение производственное — облучение работников от всех техногенных и природных источников ионизирующего излучения в процессе производственной деятельности.

Облучение профессиональное — облучение персонала в процессе его работы с техногенными источниками ионизирующего излучения.

Облучение техногенное — облучение от техногенных источников как в нормальных, так и в аварийных условиях, за исключением медицинского облучения пациентов.

Обогащение урана (урановой руды) — совокупность процессов обработки минерального урансодержащего сырья, имеющих целью отделение урана от других минералов, входящих в состав руды, с увеличением соотношения U-235 к U-238. Процесс обогащения включает в себя измельчение и перемалывание руды и различные химические процессы по отделению урана от отходов, которые называются хвостами. Обогащение выщелачиванием на месте включает в себя химические процессы по отделению урана от раствора.

Обогащенное ядерное топливо — ядерное топливо, в котором содержание делящихся нуклидов больше, чем в исходном природном сырье.

Обогащенный уран — уран, в котором соотношение урана-235 (к U-238) выше природного (0,7 %). Уран реакторного качества обычно обогащается приблизительно до 3,5—4 % U-235, а содержание U-235 в оружейном уране составляет более 90 %.

Обработка радиоактивных отходов — комплекс технологических процессов, направленных на уменьшение объема радиоактивных отходов, изменение их состава или перевод их в формы, прочно фиксирующие радионуклиды. Включает процессы отверждения, остекловывания, кальцинации, битумирования, цементирования и сжигания радиоактивных отходов.

Обращение с отходами радиоактивными — все виды деятельности, связанные со сбором, транспортированием, переработкой, хранением и (или) захоронением радиоактивных отходов.

ООБ — отчет по обоснованию безопасности.

ОПБ — общие положения обеспечения безопасности атомных станций.

Оптимизация — принцип философии радиологической защиты, согласно которому дозы и риски облучения должны удерживаться на самом возможно низком уровне (as low as reasonably achievable — см. **ALARA**) с учетом экономических и социальных факторов.

Опытная эксплуатация — этап ввода АС в эксплуатацию от начала энергетического пуска до приемки АС в промышленную эксплуатацию.

Остекловывание — включение отходов высокого уровня активности в боросиликатное стекло, примерно 14 % по массе. Остекловывание предназначено для фиксации радионуклидов в неподвижном состоянии в нерастворимой, стабильной матрице, готовой для захоронения.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

24

Отверждение радиоактивных отходов — обработка жидких радиоактивных отходов с целью перевода их в сухие твердые вещества и фиксация радионуклидов в твердой фазе.

Отказы по общей причине — отказы систем (элементов), возникающие вследствие одного отказа или ошибки персонала, или внешнего или внутреннего воздействия, или иной внутренней причины.

Отработавшее ядерное топливо — ядерное топливо, облученное в активной зоне реактора и окончательно удаленное из нее;

Отравление реактора — поглощение нейтронов частью ядер, у которых сечения поглощения в области энергии тепловых нейтронов велики (образующихся при делении урана и плутония) и концентрация которых относительно быстро достигает равновесного значения.

Отходы газообразные радиоактивные — РАО в виде аэрозолей, инертных газов, паров йода и его соединений.

Отходы жидкие радиоактивные — РАО в виде жидких продуктов (водных или органических) или пульп, содержащих радионуклиды в растворенной форме или в виде взвесей.

Отходы отвержденные радиоактивные — переведенные в твердую форму ЖРО.

Отходы радиоактивные — не предназначенные для дальнейшего использования вещества в любом агрегатном состоянии, в которых содержание радионуклидов превышает уровни, установленные Нормами радиационной безопасности (НРБ-2000).

ОЯТ (сокр. от «отработавшее ядерное топливо») — топливо (тепловыделяющие сборки), которые после использования в реакторе потеряли свои свойства и подлежат извлечению с последующей переработкой или захоронением.

«Парниковые» газы — углекислый газ и водяные пары, которые поглощают длинноволновое тепловое излучение от поверхности Земли и повторно излучают его, возвращая на Землю, вызывая таким образом парниковый эффект.

Паскаль — единица давления и механического напряжения в СИ. 1 Па — давление, вызываемое силой 1 Н, равномерно распределенной по нормальной к ней поверхности площадью 1 м².

Пассивная система (элемент) безопасности — система (элемент), функционирование которой (которого) связано только с вызвавшим ее работу событием и не зависит от работы другой активной системы (элемента), например, управляющей системы, энергоисточника и т. п.

ПБЯ — правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций.

Первый контур — контур вместе с системой компенсации давления, по которому циркулирует теплоноситель через активную зону, под рабочим давлением.

Перегрузка активной зоны (перегрузка) — ядерно-опасные работы на реакторной установке по загрузке, извлечению и перемещению тепловыделяющих сборок (тепловыделяющих элементов), средств воздействия на реактивность и других элементов, влияющих на реактивность, в целях их ремонта, замены и демонтажа.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Переработка ОЯТ — комплекс химико-технологических процессов, предназначенный для удаления продуктов деления из отработавшего ядерного топлива и регенерации делящегося материала для повторного использования.

Переработка РАО — технологические операции, направленные на изменение агрегатного состояния и (или) физико-химических свойств радиоактивных отходов, осуществляемые для перевода их в формы, приемлемые для транспортировки, хранения и (или) захоронения.

Период полураспада — интервал времени, в течение которого активность (или число радиоактивных ядер), в среднем, уменьшается вдвое.

Плутоний — радиоактивный химический элемент, атомный номер 94, массовое число наиболее долгоживущего изотопа 244. Изотоп плутония — плутоний-239 — используется в ядерной энергетике в качестве ядерного топлива.

Поглощающие стержни — подвижный элемент системы управления и защиты (СУЗ) из материала — поглотителя нейтронов, воздействующий на реактивность и используемый для регулирования ядерного реактора (см. также **Регулирующие стержни**).

Позитрон — античастица электрона с массой, равной массе электрона, но положительным электрическим зарядом.

Пределы безопасной эксплуатации АЭС — установленные проектом значения параметров технологического процесса, отклонения от которых могут привести к аварии.

Предел годового поступления (ПГП) — допустимый уровень поступления данного радионуклида в организм в течение года, который при монофакторном воздействии приводит к облучению условного человека ожидаемой дозой, равной соответствующему пределу годовой дозы.

Предел дозы (ПД) — величина годовой эффективной или эквивалентной дозы техногенного облучения, которая не должна превышать в условиях нормальной работы. Соблюдение предела годовой дозы предотвращает возникновение детерминированных эффектов, а вероятность стохастических эффектов сохраняется при этом на приемлемом уровне.

Предпусковые наладочные работы — этап ввода атомной станции в эксплуатацию, при котором законченные строительством и монтажом системы и элементы атомной станции приводятся в состояние эксплуатационной готовности с проверкой их соответствия установленным в проекте критериям и характеристикам и который завершается готовностью АС к физическому пуску реактора.

Природный уран — уран, содержащийся в природе, с содержанием изотопов U-235 около 0,7 %, может использоваться как топливо в реакторах с тяжелой водой в качестве замедлителя.

Продукт деления — нуклид, образующийся в результате деления, либо последующего радиоактивного распада образовавшегося таким же образом радиоактивного нуклида.

Продукт распада — атомное ядро, стабильное или радиоактивное, получаемое в процессе радиоактивного распада нестабильного ядра.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Нодок	Подп.	Дата

Проектирование — процесс и результат разработки концепции, подробных чертежей, вспомогательных расчетов и технических условий для АС и ее оборудования.

Проектно-сметная документация — совокупность графических и текстовых документов, определяющих устройство объекта проектирования и затраты на его строительство.

Проектные пределы — значения параметров и характеристик состояния систем, элементов и атомной станции в целом, установленные в проекте для нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации, включая предаварийные ситуации и аварии.

Производство топлива — производство ядерного топлива, обычно в форме керамических таблеток, заключенных в металлические трубки, которые впоследствии собираются в топливные сборки.

Промышленная эксплуатация — эксплуатация атомной станции, принятой в эксплуатацию в установленном порядке, соответствие проекту и безопасность которой подтверждены испытаниями на этапах ввода атомной станции в эксплуатацию.

Промышленный реактор — ядерный реактор, предназначенный, главным образом, для производства делящихся материалов (например, плутония).

Протон — положительно заряженная частица, находящаяся в ядре атома.

ПС СУЗ — поглощающий стержень системы управления и защиты.

Путь протекания аварии — последовательность состояния систем и элементов АЭС в процессе развития аварии.

Рад — внесистемная единица поглощенной дозы излучения, равная 0,01 Грей.

Радиационная авария — потеря управления источником ионизирующего излучения, вызванная неисправностью, повреждением оборудования, неправильными действиями работников (персонала), стихийными бедствиями или иными причинами, которая могла привести или привела к облучению людей или радиоактивному загрязнению окружающей среды сверх установленных норм.

Радиационная безопасность населения — состояние защищенности настоящего и будущего поколений людей от вредного воздействия ионизирующего излучения.

Радиационный инцидент — событие, при котором происходит облучение в дозах, превышающих установленные пределы для соответствующих категорий лиц.

Радиационный контроль — контроль за соблюдением норм радиационной безопасности и основных санитарных правил работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений.

Радиация — выделение и распространение энергии при помощи электромагнитных волн или частиц.

Радий — продукт радиоактивного распада урана, часто обнаруживаемый в урановой руде. Он имеет несколько радиоактивных изотопов. Радий-226 при распаде образует радон-222.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Радиоактивное вещество — вещество в любом агрегатном состоянии, содержащее радионуклиды с активностью сверх уровней, установленных нормативными правовыми актами, в том числе техническими нормативными правовыми актами.

Радиоактивность — самопроизвольный распад нестабильного атомного ядра, при котором изменяется нуклонный состав и идет процесс излучения.

Радиоактивные отходы — ядерные материалы и радиоактивные вещества, дальнейшее использование которых не предусматривается.

Радиоактивный источник — см. **Источник ионизирующего излучения**.

Радиоактивный материал — материал, содержащий радиоактивные вещества.

Радиоактивный распад — самопроизвольное преобразование ядра, при котором выделяются частицы или гамма-излучение, или же выделяется рентгеновское излучение, или же происходит самопроизвольное деление ядра.

Радиоизотоп — радиоактивный изотоп какого-либо элемента.

Радиометр — прибор, предназначенный для измерения активности радионуклида в источнике или образце (в объеме жидкости, газа, аэрозоля, на загрязненных поверхностях), а также плотности потока ионизирующих излучений.

Радионуклид — нуклид, обладающий радиоактивностью (радиоактивные атомы данного химического элемента).

Радионуклидный источник — вещество, содержащее радионуклид (смесь радионуклидов), заключенное в оболочку либо другим способом зафиксированное в объеме какого-либо материала или на его поверхности и используемое в качестве источника ионизирующего излучения.

Радиопротекторы — химические соединения, способные снижать вредное воздействие ионизирующего излучения на организм человека.

Радиотоксичность — неблагоприятное воздействие радионуклида на здоровье из-за его радиоактивности.

Радиохимия — раздел химии, изучающий свойства радионуклидов, методы их выделения и концентрирования, применение радионуклидов в различных областях науки и техники.

Разгон мощности — очень быстрое нарастание мощности реактора выше нормального рабочего уровня.

Разгон реактора — см. **Разгон мощности**.

Разделительные технологии — процесс и особое оборудование для разделения изотопов (например, урана-235 и урана-238) посредством различия скоростей перемещения газовых молекул под действием центробежных сил, создаваемых внутри быстро вращающегося вокруг своей оси цилиндра (ротора); используется для получения обогащенного урана.

РАО — сокр. от «радиоактивные отходы».

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Расширенное воспроизводство ядерного топлива — воспроизводство ядерного топлива с коэффициентом конверсии, большим 1: то есть, когда делящегося материала нарабатывается больше, чем используется в реакторе.

РБМК (сокр. от «реактор большой мощности канальный») — тип одноконтурного энергетического реактора, теплоносителем в котором является вода, а замедлителем — графит.

РБН — реактор на быстрых нейтронах.

Реактор-размножитель — быстрый реактор, в котором осуществляется расширенное воспроизводство ядерного топлива, то есть наработка топлива.

Реакторная установка — комплекс систем и элементов атомной станции, предназначенный для преобразования ядерной энергии в тепловую, включающий реактор и непосредственно связанные с ним системы, необходимые для его нормальной эксплуатации, аварийного охлаждения, аварийной защиты и поддержания в безопасном состоянии при условии выполнения требуемых вспомогательных и обеспечивающих функций другими системами атомной станции. Границы реакторной установки устанавливаются для каждой атомной станции в проекте.

Реакция деления — см. **Ядерное деление**.

Регенерированный уран — уран, выделенный из ОЯТ в ходе радиохимической переработки для повторного использования в ядерном топливе (регенерированное топливо).

Регулирование ядерного реактора — функция системы управления и защиты ядерного реактора, обеспечивающая поддержание или изменение скорости цепной ядерной реакции.

Регулирующие стержни — подвижный элемент СУЗ из материала — поглотителя нейтронов, воздействующий на реактивность и используемый для регулирования ядерного реактора (см. также **Поглощающие стержни**).

Регулирующий орган — национальный орган или система органов, назначаемых государством, которые обладают юридическими полномочиями контроля за безопасностью эксплуатации ядерных установок, осуществляют процесс лицензирования и выдачи лицензии, и таким образом регулируют безопасность при выборе площадки, проектировании, сооружении, вводе в эксплуатацию и самой эксплуатации, или регулируют относящиеся к этим этапам лицензирования конкретные вопросы.

Резервирование — использование большего, чем минимально необходимо, количества элементов или систем таким образом, что выход из строя любого из них не приводит к утрате требуемой функции всего целого.

Рентген — внесистемная единица измерения экспозиционной дозы рентгеновского и гамма-излучений, определяемая по их ионизирующему действию на сухой атмосферный воздух: $1\text{Р} = 2,58 \times 10^{-4} \text{ Кл/кг}$.

Рентгеновское излучение — коротковолновое электромагнитное ионизирующее излучение с длиной волны от 10^{-7} до 10^{-12} м, возникающее при взаимодействии заряженных частиц или фотонов с электронами.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Риск радиационный — вероятность возникновения у человека или его потомков какого-либо вредного эффекта в результате облучения.

РТН — реактор на тепловых нейтронах.

РЦР — региональный центр реагирования.

Самоподдерживающаяся цепная реакция — цепная ядерная реакция, характеризующаяся значением эффективного коэффициента размножения нейтронов ($K_{эфф}$), превышающим единицу или равным ей.

Санитарно-защитная зона — территория вокруг источника ионизирующего излучения, на которой уровень облучения людей в условиях нормальной эксплуатации данного источника может превысить установленный предел дозы облучения для населения. В санитарно-защитной зоне запрещается постоянное и временное проживание людей, вводится режим ограничения хозяйственной деятельности и проводится радиационный контроль.

Сбор радиоактивных отходов — сосредоточение РАО в специально отведенных и оборудованных местах.

Сечение взаимодействия (деления, поглощения и т. д.) — величина, характеризующая вероятность взаимодействия.

Синтез — образование более тяжелого ядра из двух более легких (обычно изотопы водорода) с сопутствующим выделением большого количества энергии.

Система управления и защиты (СУЗ) — совокупность средств технического, программного и информационного обеспечения, предназначенных для обеспечения безопасного протекания цепной ядерной реакции деления. Система управления и защиты — система, важная для безопасности, совмещающая функции нормальной эксплуатации и безопасности и состоящая из элементов управляющих систем нормальной эксплуатации, защитных, управляющих и обеспечивающих систем безопасности.

Системы обращения с радиоактивными отходами — технологические системы, предназначенные для сбора, и (или) хранения, и (или) переработки, и (или) кондиционирования, и (или) транспортирования РАО.

ТАСИС — программа Европейского союза по оказанию технологической помощи странам СНГ, в рамках которой осуществлен и осуществляется ряд проектов по повышению безопасности АЭС.

Твэг — тепловыделяющий элемент, герметичная трубка, в которой размещаются топливные таблетки из диоксида урана с примесью выгорающего поглотителя — оксида гадолиния.

Твэл — сокр. от «теповыделяющий элемент».

Тепловыделяющая сборка (ТВС) — машиностроительное изделие, содержащее ядерные материалы и предназначенное для получения тепловой энергии в ядерном реакторе за счет осуществления контролируемой ядерной реакции.

Тепловыделяющий элемент — отдельная сборочная единица, содержащая ядерные материалы и предназначенная для получения тепловой энергии в ядерном реак-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

30

торе за счет осуществления контролируемой ядерной реакции деления и (или) для накопления нуклидов.

Теплоноситель — жидкость или газ, используемый для передачи тепла из активной зоны реактора на парогенераторы или непосредственно на турбины.

Термоядерный реактор — реактор, в котором осуществляется управляемый термоядерный синтез (см. ниже) с целью получения энергии.

Термоядерный синтез — процесс взаимодействия (слияния) легких ядер при высоких температурах с образованием более тяжелого ядра и выделением энергии.

Техногенное облучение — облучение от источников излучений, образующихся в результате производственной деятельности.

Топливная кампания — это количество лет эксплуатации ТВС в активной зоне реактора.

Топливная таблетка — таблетка из спрессованного диоксида урана, является основной ядерного топлива, помещается внутри твэлов (см. **Твэл**).

Торий — химический радиоактивный элемент (металл) с атомным номером 90 и атомной массой наиболее распространенного и устойчивого изотопа 232 (всего в природе встречается восемь изотопов тория).

Торий-232 — природный изотоп тория с атомной массой 232, единственный широко распространенный изотоп тория в природе с периодом полураспада $1,4 \times 10^{10}$ лет.

Трансмутация — преобразование атомов одного элемента в атомы другого путем нейтронной бомбардировки, вызывающей захват нейтронов.

Транспортный реактор — ядерный энергетический реактор, используемый в качестве источника энергии для движения транспортного средства (судна).

Трансурановый элемент — радиоактивный элемент, образованный искусственным путем при захвате нейтронов и, возможно, с последующим бета-распадом. Имеет более высокий атомный номер, чем уран (92). Наиболее известные трансурановые элементы — нептуний, плутоний, америций и кюрий.

ТРО — твердые радиоактивные отходы.

Турбина — первичный двигатель с вращательным движением рабочего органа (ротора с лопатками), преобразующий кинетическую энергию рабочего тела (пара, газа, воды) в механическую работу.

Тяжеловодный реактор — ядерный реактор, в котором замедлителем является тяжелая вода (например, канадский реактор CANDU).

ТЭС — тепловая электрическая станция.

Упаковка радиоактивных отходов — упаковочный комплект (контейнер) с помещенными в него РАО, подготовленный для транспортирования, и (или) хранения, и (или) захоронения.

Управляющие (поглощающие) стержни — стержни из материала, поглощающего нейтроны, с помощью которых можно замедлить или остановить цепную реакцию в

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

реакторе, часть системы СУЗ.

Управляющие системы (элементы) нормальной эксплуатации — системы (элементы), формирующие и реализующие по заданным технологическим целям, критериям и ограничениям управление технологическим оборудованием систем нормальной эксплуатации блока атомной станции.

Уран (Uranium, U) — химический радиоактивный элемент (металл) с атомным номером 92. Уран природный — смесь изотопов урана с содержанием U-235 в объеме около 0,7 %.

Уран-233 — искусственный изотоп урана с периодом полураспада $1,6 \times 10^5$ лет, полученный в результате трансмутации тория-232 после захвата нейтрона, относится к делящимся нуклидам.

Уран-235 — природный изотоп урана с атомной массой 235 и периодом полураспада $7,1 \times 10^8$ лет, является единственным делящимся материалом, существующим в природе.

Уран-238 — природный изотоп урана с атомной массой 238 и периодом полураспада $4,47 \times 10^9$ лет, может использоваться в качестве воспроизводящего материала для получения плутония-239.

Урановая руда — руда с богатым содержанием урана, обеспечивающим экономическую целесообразность добычи.

Урановое оксидное топливо — ядерное топливо, состоящее из спеченных при высоком давлении и температуре таблеток диоксида урана с обогащением по изотопу урана-235 2—4 %, применяется для легководных реакторов.

Урановый концентрат — продукт, получаемый при гидрометаллургической переработке урановой руды и содержащий до 70—90 % по массе урана в виде смеси оксидов с общей химической формулой U_3O_8 .

Уровень аварийной готовности — установленная степень готовности персонала, органов управления по делам гражданской обороны и чрезвычайным ситуациям, других привлекаемых сил, а также используемых технических средств для действий по защите персонала и населения в случае аварии на АС.

Уровень вмешательства — определяющие радиационную обстановку и ее развитие параметры и характеристики, совокупность которых требует проведения мероприятий по защите персонала и населения.

Условия безопасной эксплуатации — установленные проектом минимальные ограничения по ряду характеристик реакторной установки, важных для безопасности, при соблюдении которых обеспечивается безопасная эксплуатация такой установки.

Физический барьер — инженерное сооружение, техническое средство или устройство, ограничивающее выход радиоактивных веществ и ионизирующих излучений в помещения радиационно-опасного объекта и в окружающую среду.

Физическая защита атомной станции — технические и организационные меры обеспечения сохранности содержащихся на атомной станции ядерных материалов и радиоактивных веществ, предотвращения несанкционированного проникновения на территорию атомной станции, несанкционированного доступа к ядерным материалам и радиоактивным веществам и своевременного обнаружения и пресечения ди-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

32

версионных и террористических актов, угрожающих безопасности атомной станции.

Физический барьер — естественная преграда на пути распространения ионизирующего излучения, ядерного материала, радиоактивного вещества.

Физический пуск — этап ввода блока АС в эксплуатацию, включающий загрузку реактора ядерным топливом, достижение критического состояния реактора и выполнение необходимых физических измерений на уровне мощности, при котором теплоотвод от реактора осуществляется за счет естественных теплопотерь (рассеяния).

Хранение радиоактивных отходов — размещение радиоактивных отходов в специальных хранилищах, спроектированных для безопасной изоляции этих отходов, предусматривающих контроль и возможность изъятия отходов в более поздний период для обработки, перевозки и (или) захоронения.

Цементирование радиоактивных отходов — метод кондиционирования жидких или твердых радиоактивных отходов путем смешения их с цементным раствором и последующим затвердеванием полученной массы.

Цепная ядерная реакция — последовательность реакции деления ядер тяжелых атомов при взаимодействии их с нейтронами или другими элементарными частицами, в результате которых образуются более легкие ядра, новые нейтроны или другие элементарные частицы и выделяется ядерная энергия. В зависимости от среднего числа реакций деления реакция называется затухающей, самоподдерживающейся или нарастающей.

Цепочка распадов — ряд, в котором каждый радионуклид превращался в следующий в ходе радиоактивного распада до тех пор, пока не образуется стабильный нуклид.

Цирконий — химический элемент (металл), слабо поглощающий тепловые нейтроны, широко используется в атомном машиностроении.

ЧАЭС — Чернобыльская атомная электростанция.

ЭГП — энергетический графитовый реактор канального типа с перегревом пара, используется на Билибинской АЭС.

Экологическая безопасность — состояние защищенности окружающей среды, жизни и здоровья граждан от возможного вредного воздействия хозяйственной и иной деятельности, чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера.

Экологический ущерб — оценка объема вредных воздействий, рассчитываемая как объем и стоимость работ по восстановлению качества окружающей среды.

Экспериментальный реактор — см. **Исследовательский реактор**.

Эксплуатационные пределы — значения параметров и характеристик состояния систем, элементов и атомной станции в целом, заданных проектом для нормальной эксплуатации.

Эксплуатация — вся деятельность, направленная на достижение безопасным образом цели, для которой была построена атомная станция, включая работу на мощности, пуски, остановки, испытания, техническое обслуживание, ремонты, перегрузки ядерного топлива, инспектирование во время эксплуатации и другую связанную с

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

33

этим деятельность.

Эксплуатационные условия — установленные проектом условия по количеству, характеристикам, состоянию работоспособности и техническому обслуживанию систем и элементов, необходимые для работы без нарушения эксплуатационных пределов.

Электронвольт (эВ) — единица энергии, равная по величине изменению энергии электрона при прохождении разности потенциалов в один вольт.

Энергетический пуск атомной станции — этап ввода блока АС в эксплуатацию от завершения физического пуска до начала выработки электроэнергии.

Энергетический реактор — ядерный реактор, предназначенный для производства электроэнергии.

Ядерная авария — авария, связанная с повреждением ТВЭЛов, превышающим установленные пределы безопасной эксплуатации, и (или) облучением персонала, превышающим разрешенные пределы, вызванная:

- нарушением контроля и управления цепной ядерной реакцией деления в активной зоне реактора;
- возникновением критичности при перегрузке, транспортировке и хранении ТВЭЛов;
- нарушением теплоотвода от ТВЭЛов;
- другими причинами, приводящими к повреждению ТВЭЛов.

Ядерная безопасность — состояние защищенности граждан и окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения ядерной установки и (или) пункта хранения, обеспеченное достижением надлежащих условий их эксплуатации, а также надлежащим обращением с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами.

Ядерная реакция — превращение атомных ядер, вызванное их взаимодействием с элементарными частицами или друг с другом, и сопровождающееся изменением массы, заряда или энергетического состояния ядер.

Ядерная установка — сооружения и комплексы с ядерным реактором (реакторами), в том числе сооружения и комплексы с промышленными, экспериментальными и исследовательскими ядерными реакторами, критическими и подкритическими ядерными стендами (сборками).

Ядерная энергетика — область современной техники, основанная на преобразовании ядерной энергии в другие виды энергии (тепловую, механическую, электрическую) и использовании ее для промышленных и бытовых нужд.

Ядерная энергия — внутренняя энергия атомного ядра, связанная с движением и взаимодействием образующих ядро нуклонов. Возможны два способа получения ядерной энергии: осуществление цепной ядерной реакции деления тяжелых ядер или термоядерной реакции синтеза легких ядер.

Ядерное деление — процесс, сопровождающийся расщеплением ядра тяжелого атома при взаимодействии с нейтроном или другой элементарной частицей, в результате которого образуются более легкие ядра, новые нейтроны или другие элементарные частицы и выделяется энергия.

Ядерное превращение — превращение одного нуклида в другой.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Ядерное топливо — вещество, которое может быть использовано в ядерном реакторе для осуществления цепной ядерной реакции деления тяжелых ядер. Ядерное топливо содержит ядерное горючее и вещества, взаимодействие ядер которых с нейтронами приводит к образованию вторичного ядерного горючего.

Ядерный материал — материал, содержащий или способный воспроизвести делящиеся материалы (вещества).

Ядерный реактор — устройство для осуществления управляемой цепной ядерной реакции.

Ядро — см. **Атомное ядро**.

ЯТЦ — ядерно-топливный цикл, комплекс мероприятий по обеспечению функционирования ядерной энергетики, включающий в себя добычу и переработку урановой руды, изготовление топлива, транспортировку его на АЭС, хранение и переработку ОЯТ. В случае захоронения ОЯТ ЯТЦ называют открытым, а если предусмотрена переработка и вторичное использование топлива — закрытым.

ЯЭУ — ядерная энергетическая установка.

Англоязычные термины

ALARA (англ., сокр. от As Low As Reasonably Achievable) — принцип в философии радиологической защиты, при котором доза и риск облучения удерживаются на низком разумно достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов.

BWR (англ., сокр. от Boiling water reactor) — баковый реактор с кипящей водой, содержащий в качестве теплоносителя тяжелую воду, и природный уран как топливо, реакторы такого типа эксплуатируются в Канаде.

EUR — (european utility requirements) — требования европейских энергетических компаний к АЭС с легководными реакторами.

IAEA (International Atomic Energy Agency) — Международное агентство по атомной энергии (см. **МАГАТЭ**).

INES (International Nuclear Events Scale) — международная шкала классификации ядерных инцидентов (см. **ИНЭС**).

ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) — см. **ИТЭР**.

MOX (Mixed Oxide Fuel) — смешанное оксидное ядерное топливо (обычно на основе урана и плутония).

PWR (англ., сокр. от Pressurized water reactor) — тип реакторов с водой под давлением, аналог реактора ВВЭР.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

2 ВВЕДЕНИЕ

Энергетика – это основа успешного развития экономики и общества в целом.

8 октября 1975 г на научной сессии, посвященной 250-летию Академии наук СССР, академик Петр Леонидович Капица, удостоенный тремя годами позже Нобелевской премии по физике, сделал концептуальный доклад, посвященный различным источникам энергии. Если кратко изложить соображения академика Капицы, они сводятся к следующему: какой бы источник энергии ни рассматривать, его можно охарактеризовать двумя параметрами:

- плотностью энергии – то есть ее количеством в единице объема;
- и скоростью ее передачи (распространения).

Произведение этих величин есть максимальная мощность, которую можно получить с единицы поверхности, используя энергию данного вида.

Развитие мировой энергетики за последующие 34 года полностью подтверждают предсказание П.Л.Капицы.

Успешное развитие возобновляемой энергетики за рубежом в основном обусловлено стабильной и разнообразной поддержкой государства [1]:

- предоставление налоговых льгот, налоговых каникул, свободного доступа к сетям общего пользования частных владельцев электростанций на базе возобновляемых источников энергии (ВИЭ);
- обязательная закупка государством энергии, производимой на базе ВИЭ по фиксированным тарифам;
- государственное финансирование НИОКР и пилотных проектов в сфере ВИЭ;
- долевое участие в проектах по строительству электрических и тепловых станций на базе ВИЭ;
- беспроцентные кредиты предприятиям отрасли.

Теплоэлектростанции, работающие на угле отравляют окружающую среду настолько серьезно, что срок эксплуатации действующих ТЭЦ надо максимально сократить, и перестать строить новые, по крайней мере, пока не появятся достойные внедрения технологии «безвыбросной» работы угольных ТЭЦ.

Электростанции, работающие на газе, сжигают не просто энергоноситель, а настоящую драгоценность с точки зрения использования газа в химической промышленности. Мы лишаем себя сырья для научных экспериментов, для создания новых материалов и веществ, бездумно тратя запасы газа.

Биотопливо – это новомодное предложение для электростанций, вообще звучит кощунственно [1]:

- во-первых, кто даст гарантию, что биотоплива хватит для бесперебойной работы мировой энергетики, или хотя бы генерации в отдельно взятой стране, в течение длительного периода.
- во-вторых, есть ли уверенность, что территориальные площади, причем значительные, которые планируется использовать для выращивания, производства этого топлива, не приведут к банальной нехватке продовольственных ресурсов?

В своем докладе П.Л.Капица особо коснулся атомной энергетики и отметил три главные проблемы на пути ее становления в качестве главного источника энергии для человечества:

- проблему захоронения радиоактивных отходов;
- критическую опасность катастроф на атомных станциях;
- проблему неконтролируемого распространения плутония и ядерных технологий.

Становление атомной энергетики сопровождалось крупными авариями (АЭС Три Майл Айленд в 1979 году и Чернобыльской АЭС в 1986 году), заключением междуна-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

36

родных договоров для контроля ядерных технологий и распространения оружейного плутония. Несмотря на ряд нерешенных проблем, альтернатива атомной генерации может появиться не раньше, чем через 50 -100 лет. И, скорее всего, она будет связана с созданием электростанции на базе проекта импульсного термоядерного энергетического реактора.

В настоящее время более 50 стран уведомили Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) о своем намерении развивать ядерную энергетику в мирных целях, заявил гендиректор МАГАТЭ Мохаммед эль Барадеи в Организации экономического сотрудничества и развития в Париже (Франция). Глава МАГАТЭ отметил, что еще 10 лет назад будущее атомных электростанций было под вопросом. Сейчас ситуация изменилась и многие развивающиеся государства обращаются к МАГАТЭ с просьбой оказать содействие в строительстве атомных электростанций.

На сегодня десять стран, включая Беларусь, работают над программами развития ядерной энергетики. В Китае сейчас строится 6 ядерных реакторов. Россия планирует к 2020г. построить десятки больших и малых ядерных реакторов. Всего в мире работает 439 атомных электростанций в 30 странах [2].

Сегодня порядка 20 % электричества в США производится за счет атомной энергетики. Так как увеличивается численность населения, а потребление электроэнергии растет вместе с населением, придется увеличить количество атомных станций, чтобы удерживать производство электроэнергии за счет атомной индустрии на уровне 20 %. Если учесть, что рост в энергопотреблении требует перехода к энергоисточникам с низким выделением CO₂, то доля выработки электроэнергии с использованием атомной генерации вырастет далеко за 20 %. Атомная энергия имеет важное значение, так как она, в отличие от ветроэнергетики и солнечной энергии, способна производить большое количество основной электроэнергии, сверх которой вклад от энергии солнца и ветра может быть дополнительным, так как эти источники энергии доступны. Дополнительная выгода от атомной энергии в том, что требуется очень мало топлива, по сравнению с углем или природным газом, так что разработок месторождений гораздо меньше и объемы отходов сравнительно малы (1 грамм урана производит в миллион раз больше энергии, чем 1 грамм угля). Таким образом, добыча урана и обращение с ОЯТ вредит земле гораздо меньше [3].

С самого начала развития ядерной энергетики наличие потенциально опасного радиационного воздействия на окружающую среду определило повышенные требования к контролю за состоянием окружающей среды как в санитарно защитной зоне, так и в зоне наблюдения АЭС. В качестве подтверждения можно привести несколько фактов:

- Курская атомная станция удостоена ежегодной премии Министерства природных ресурсов Российской Федерации «Лучший экологический проект года» в номинации «В гармонии с природой». Название проекта «Изучение биологического разнообразия техногенных ландшафтов Курской АЭС» [4];

- Решением оргкомитета IV всероссийской экологической конференции «Новые приоритеты национальной экологической политики в реальном секторе экономики» Балаковской АЭС за активную деятельность в области охраны окружающей среды и рационального природопользования присвоено почетное звание «Лидер природоохранной деятельности в России – 2008». Директор станции В.Игнатов награжден почетной медалью «За экологическую безопасность», а главный инженер А.Шутиков – почетным орденом «Экологический щит России»[5].

Анализ и обобщение информации об охране и состоянии окружающей среды, поведения в окружающей среде загрязнителей с АЭС и откликах экосистем на воздействия, сопровождающие работу АЭС, позволили сформулировать основные экологические концепции ядерной энергетики [6, 7]:

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

37

- АЭС – это комплекс, представляющий собою собственно АЭС, ее вспомогательные и строительные организации и предприятия, город (поселок) энергетиков с учреждениями и предприятиями его коммунально-бытового обеспечения;
- АЭС – это источник четырех видов воздействий на качество условий жизни населения и природное окружение, а именно: радиационного, химического, теплового и связанного с урбанизацией региона;
- при нормальной работе АЭС население и природное окружение абсолютно защищены от радиационных воздействий АЭС, при нарушении нормального режима работы радиационные воздействия могут стать основным видом воздействий;
- основным видом воздействий нормально работающей АЭС на экосистему является тепловое воздействие градиентен;
- основными видами воздействий на наземные экосистемы являются воздействия, сопровождающие строительные работы, урбанизацию региона и возможно химическое воздействие;
- в регионе АЭС существуют критические по отношению к воздействиям АЭС группы населения, биогеоценозы, ландшафты и ландшафтные сопряжения, виды растений и животных.

С учетом выше сказанного, при проектировании, строительстве и эксплуатации АЭС большое внимание уделяется вопросу экологической безопасности. На рисунке 1 приведена примерная структура обоснования экологической безопасности АЭС [8].

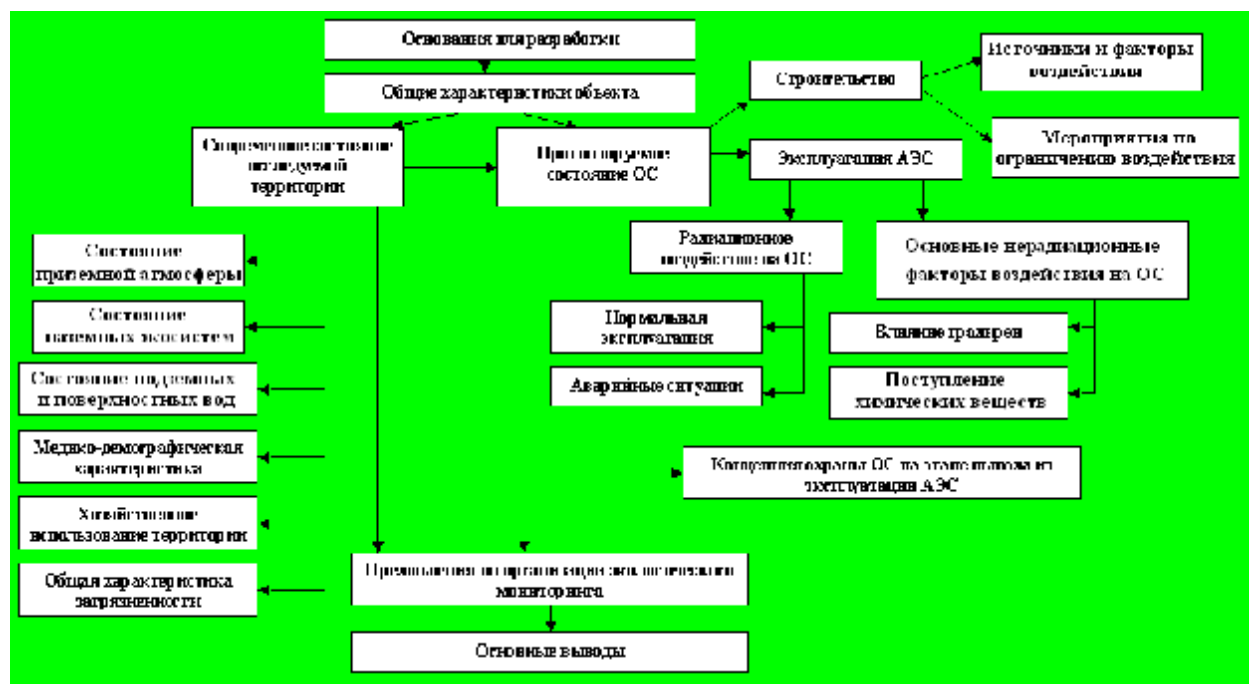


Рисунок 1 – Структура обоснования экологической безопасности АЭС

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Коп.уч.	Лист	Недок.	Подп.	Дата

Как видно из рисунка, на этапе ОВОС необходимо решить следующие основные задачи:

- получить максимально возможную информацию о состоянии окружающей среды в месте размещения АЭС и зоне наблюдения;
- выявить критические по отношению к воздействиям АЭС группы населения, а равно критические биогеоценозы, критические ландшафты и ландшафтные сопряжения, критические виды растений и животных;
- разработать предложения по организации системы экологического мониторинга окружающей среды.

При разработке ОВОС белорусской АЭС были использованы нормативные документы Республики Беларусь [9,10] , международные рекомендации [11] и материалы ОВОС различных атомных станций [12-16].

3 ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ. ОБОСНОВАНИЕ НЕОБХОДИМОСТИ СТРОИТЕЛЬСТВА АЭС

Основная цель оценки воздействия на окружающую среду (ОВОС) – определение состояния основных природных компонентов окружающей среды в районе строительства АЭС, оценка воздействия и прогноз возможных изменений этих компонентов в процессе строительства и эксплуатации АЭС, обоснование экологической допустимости строительства АЭС.

ОВОС является составной частью обоснования инвестирования в строительство атомной электростанции в Республике Беларусь.

Основанием для данной работы является договор № 551-307-08 от 12.12.2008 на разработку обоснования инвестирования в строительство атомной электростанции в Республике Беларусь между государственным учреждением «Дирекция строительства атомной электростанции» и проектным научно-исследовательским республиканским унитарным предприятием «Белнипиэнергопром».

Техническое задание на ОВОС и письмо-согласование Минприроды Республики Беларусь представлены в приложениях А и Б.

3.1 Сведения о документах, являющихся основанием для сооружения белорусской АЭС

Работы по белорусской АЭС ведутся на основании ряда правительственных решений и постановлений, основные из которых приведены ниже:

1 Концепция национальной безопасности Республики Беларусь, утвержденная Указом Президента Республики Беларусь от 17 июля 2001 г. № 390 (Национальный реестр правовых актов Республики Беларусь, 2001 г., № 69, 1/2852).

2 Государственная комплексная программа модернизации основных производственных фондов Белорусской энергетической системы, энергосбережения и увеличения доли использования в республике собственных ТЭР в 2006 - 2010 годах, утвержденная Указом Президента Республики Беларусь от 25.08.2005 г. № 399 «Об утверждении Концепции энергетической безопасности и повышения энергетической независимости Республики Беларусь и Государственной комплексной программы модернизации основных производственных фондов Белорусской энергетической системы, энергосбережения и увеличения доли использования в Республике собственных топливно-энергетических ресурсов в 2006-2010 годах» (Национальный реестр правовых актов Республики Беларусь, 2005 г., №137, 1/6735).

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

39

3 Государственная комплексная программа модернизации основных производственных фондов Белорусской энергетической системы, энергосбережения и увеличения доли использования в республике собственных топливно-энергетических ресурсов на период до 2011 года, утвержденная Указом Президента Республики Беларусь от 15 ноября 2007 г. № 575

4 Программа социально-экономического развития Республики Беларусь на 2006 -2010 годы, утвержденная Указом Президента Республики Беларусь от 12 июня 2006 г. № 384 (Национальный реестр правовых актов Республики Беларусь, 2006 г., № 92, 1/7667).

5 Директива Президента Республики Беларусь от 14 июня 2007 г. № 3 "Экономия и бережливость - главные факторы экономической безопасности государства" (Национальный реестр правовых актов Республики Беларусь, 2007 г., № 146, 1/8668).

6 План основных организационных мероприятий по строительству атомной электростанции в Республике Беларусь, утвержденный Постановлением СМ от 21.01.09 № 64-2.

3.2 Основные нормативные документы, регулирующие деятельность в области атомной энергии в Республике Беларусь

Для регулирования деятельности в области атомной энергии в Республике принят ряд нормативных документов [17 – 20].

В связи с отсутствием нормативной базы и исходя того факта, что белорусская АЭС будет строиться по российскому проекту (АЭС-2006), была создана рабочая группа по упорядочению работ по разработке технических нормативных актов (ТНПА) под руководством Председателя Госстандарта Республики Беларусь. Итогом работы рабочей группы явился Указатель основных действующих нормативных документов Российской Федерации, регламентирующих обеспечение безопасной эксплуатации энергоблоков АС с реакторами ВВЭР, и вводимых в действие на территории республики Беларусь № ОУП-06/01, утвержденный Первым заместителем Премьер-министра Республики Беларусь В.И.Семашко. Целесообразность принятия такого решения объясняется следующим:

- невозможностью разработки ТПНА в короткие сроки в связи с отсутствием опыта проектирования, эксплуатации ядерных энергетических установок;
- имеющимися разногласиями в нормативных документа РБ и РФ, например в РФ предусмотрено деление персонала АЭС на две категории, а в Беларуси нет;
- целесообразностью использования ТНПА РФ, так как проектироваться, строиться и эксплуатироваться белорусская АЭС будет с привлечением российских организаций.

3.3 Краткие сведения о заказчике, проектировщике и исполнителях ОВОС

В соответствии с Указом Президента Республики Беларусь от 12 ноября 2007 года № 565 «О некоторых мерах по строительству атомной электростанции» в Республике Беларусь созданы:

1 Государственное учреждение «Дирекция строительства атомной электростанции» (ГУ «ДСАЭ») для осуществления функций заказчика по выполнению комплекса подготовительных и проектно-изыскательских работ по строительству атомной электростанции (далее – АЭС).

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

40

2 Департамент по ядерной и радиационной безопасности для осуществления государственного надзора в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности в Министерстве по чрезвычайным ситуациям.

Проектное научно-исследовательское республиканское унитарное предприятие «Белнипиэнергопром» определено генеральным проектировщиком для координации выполнения проектно-сметной документации на строительство АЭС.

Соисполнители ОВОС:

Республиканское унитарное предприятие «Центральный научно-исследовательский институт комплексного использования водных ресурсов» (РУП «ЦНИИКИВР») – институт Минприроды Республики Беларусь, занимающийся изучением поверхностных вод. Цель работы – разработать оценку воздействия на водную среду атомной электростанции в Республике Беларусь. Поверхностные воды - количественные и качественные характеристики. Трансграничный перенос радиоактивных загрязнений.

ГУ «Республиканский центр радиационного контроля и мониторинга (РЦРКМ)» - государственное учреждение в составе Минприроды Республики Беларусь, занимающееся мониторингом объектов окружающей среды Республики Беларусь (химическое и радиоактивное загрязнение). Цель работы – разработать систему мониторинга в зоне наблюдения белорусской АЭС, оценить текущее состояние объектов окружающей среды, наладить мониторинг в зоне наблюдения на период строительства белорусской АЭС, рассчитать поверхностное радиоактивное загрязнение в режиме нормальной эксплуатации, ННЭ и при радиационной аварии (включая тяжелые запроектные аварии) на белорусской АЭС, трансграничный перенос радиоактивных загрязнений воздушным путем.

ГУ «Республиканский гидро - метеоцентр центр» – государственное учреждение в составе Минприроды Республики Беларусь. Цель работы – охарактеризовать текущее состояние воздушной среды и климата, условия рассеяния примесей в атмосфере, оценить влияние белорусской АЭС на воздушную среду и микроклимат

Государственное научное учреждение «Институт природопользования НАН Беларуси» (ГНУ «Институт природопользования НАН Б») - ведущее научное учреждение Республики Беларусь в области природопользования, охраны окружающей среды и гидротехнологий, геоэкологии, географии и палеографии, климатологии, гидрогеохимии, гидроэкологии, геодинамики. Цель работы – дать характеристику текущему состоянию окружающей среды (ландшафты, животный мир и растительный мир), подземные воды (качественные и количественные оценки). Оценить влияние белорусской АЭС на их состояние. Дать прогноз трансграничного переноса химического и радиоактивного загрязнений подземными водами.

Научно-исследовательская часть – главное управление науки Белорусского государственного университета (НИЧ-ГУН БГУ (НИЛ гидроэкологии БГУ)) – ведущее научно – исследовательское учреждение в области гидроэкологии Республики Беларусь. Большой опыт работы в Нарочанском заповеднике. Цель работы – изучить современное состояние биологических компонентов водных экосистем и процессы формирования качества вод. Оценить влияние эксплуатации белорусской АЭС на состояние водных экосистем и качество поверхностных вод.

РНПЦ «Гигиена» Минздрава Республики Беларусь – ведет реестр дозовых нагрузок населения, проводит оценку риска на здоровье человека. Цель работы - характеристика современного состояния населения в районе размещения белорусской АЭС, оценка радиологического воздействия белорусской АЭС на население Респуб-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Нодок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

41

лики Беларусь (режим нормальной эксплуатации и радиационные аварии), оценка риска воздействия на здоровье населения загрязнений атмосферного воздуха от ТЭС на различных видах топлива.

РНИУП «Институт радиологии» - ведущее научно-исследовательское учреждение Республики Беларусь в области сельхозрадиологии. Цель работы – описать современное состояние сельского хозяйства в регионе белорусской АЭС, дать оценку радиационного воздействия на агроэкосистемы в результате планируемой деятельности, дать рекомендации по ведению сельскохозяйственного производства в случае радиоактивного загрязнения внешней среды при радиационных авариях.

НИИ «Пожарной безопасности и проблем чрезвычайных ситуаций» МЧС Республики Беларусь – специализированное учреждение по оценке риска чрезвычайных ситуаций и проблемам данных ситуаций. Цель работы – оценить влияние чрезвычайных ситуаций на атомную станцию, спланировать мероприятия по ликвидации чрезвычайных ситуаций на белорусской АЭС.

3.4 Техничко-экономические предпосылки развития атомной энергетики в Беларуси

Оценка технической возможности, коммерческой и экономической целесообразности инвестиций в строительство АЭС, включающая альтернативные проработки подробно изложена в работе [21].

Прогнозные показатели для выполнения технико-экономических расчетов принимались на основании «Государственной комплексной программы модернизации основных производственных фондов Белорусской энергетической системы (БЭС), энергосбережения и увеличения доли использования в республике собственных топливно-энергетических ресурсов в 2006-2010 годах», а также в соответствии с прогнозом социально-экономического развития республики. При выполнении расчетов рассматривались варианты развития энергосистемы с учетом и без учета строительства атомной электростанции.

При выполнении расчетов для каждого выбранного сценария определялся оптимальный график ввода новых блоков, при котором обеспечивались минимальные затраты на производство всей энергосистемой электрической энергии. Для всех выбранных сценариев основная доля производства электрической энергии приходится на существующие ГРЭС и ТЭЦ. Выполненные расчеты позволили сформулировать следующие основные выводы:

1 Подтверждена целесообразность развития в республике атомной энергетики. Рассмотрение различных сценариев покрытия прогнозируемого дефицита электрических мощностей показывает, что введение в энергосистему источника на ядерном топливе приводит к снижению стоимости производимой энергосистемой электроэнергии, а наиболее оптимальным является сценарий с использованием природного газа и ядерного топлива.

2 Для каждого выбранного сценария определен оптимальный график ввода новых блоков, при котором бы обеспечивались минимальные затраты на производство всей энергосистемой электрической энергии. Для всех выбранных сценариев основная доля производства электрической энергии приходится на существующие ГРЭС и ТЭЦ.

3 Показано, что оптимальным вариантом развития атомной энергетики в Беларуси является ввод в действие атомных энергоблоков суммарной электрической мощностью порядка 2 ГВт. Предполагается, что при этом доля АЭС в производстве электроэнергии составит к 2020 году 27 – 29 процентов.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

42

4 Введение атомной энергетики в топливно-энергетический баланс нашей страны позволит осуществить диверсификацию использования ТЭР, сберечь ценные органические топливные ресурсы, прежде всего нефть и газ, для их сырьевого использования, уменьшить выбросы парниковых газов тепловых электрических станций (ТЭС), а также повысить экономическую эффективность топливно-энергетического комплекса (ТЭК), позволит динамично развивать использование нетрадиционных источников энергии, требующих резервирования мощностей, обеспечить устойчивое развитие экономики и общества.

3.5 Топливо-энергетический баланс Республики Беларусь до 2020 года

В таблице 1 представлен предварительный баланс мощности и энергии Белорусской энергетической системы по прогнозу среднего роста потребления электрической энергии.

Опережающий рост потребления электрической энергии по отношению к росту валового потребления энергоносителей на 5-10 % имеет место во всех государствах мира. Для Республики Беларусь в прогнозируемом периоде эта тенденция сохранена на одном уровне, а для тепловой энергии - в два раза ниже роста валового потребления энергоносителей. Это связано с тем, что потенциал энергосбережения по экономии тепловой энергии в Республике значителен.

Как следует из таблицы 1, мощности АЭС возьмут на себя базовую нагрузку, при этом в структуре ТЭС возрастет количество регулирующих мощностей, уменьшится общее число часов использования установленной мощности ТЭС в году. Но ввод в действие АЭС повлияет не только на режим работы энергоисточников, но и на структуру топливно-энергетического баланса (таблица 2). Возрастающее к 2020 году потребление ядерного топлива наряду с другими структурными изменениями в топливно-энергетическом балансе позволит компенсировать рост потребности в газе и в значительной степени стабилизировать его потребление на одном уровне.

В перспективе возможно прекращение импорта электроэнергии и переход энергосистемы на самобаланс, что характерно для большинства государств мира. Однако в случае экономической целесообразности и обеспечения энергетической безопасности необходимо предусмотреть возможность возобновления импорта электроэнергии.

Согласно тенденциям развития промышленности возрастает использование ТЭР в качестве сырья для производства химической, нефтехимической и других видов нетопливной продукции промышленности.

В топливно-энергетическом балансе предусмотрено увеличение использования угля для производства строительных материалов и энергетики, а также ядерного топлива путем строительства АЭС.

Вовлечение в топливный баланс угля вызвано необходимостью диверсификации стран - поставщиков топлива. Поставка угля по сопоставимым ценам может осуществляться не только из Российской Федерации, но и из Польши, Украины и других стран.

Предусмотрено максимально ускоренное вовлечение в топливный баланс ядерного топлива, как наиболее гарантированного энергоресурса для повышения энергетической безопасности республики. Его доставка может быть обеспечена от различных производителей без существенных транспортных затрат, имеется возможность создавать запасы при незначительных затратах на хранение, прогнозируемые цены ниже цен на любые другие виды энергоносителей. По экологическим факторам ядерное топливо оказывает самое минимальное вредное воздействие на окружающую среду.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

43

Объемы использования местных видов топлива (нефтепродукты, попутный газ, торф, дрова, бурый уголь), нетрадиционных и возобновляемых источников энергии (ветер, солнце, фитомасса, геотермальные источники, биотопливо, гидроэнергетические ресурсы и др.) установлены исходя из ограниченных потенциальных запасов энергоресурсов, экономической и экологической целесообразности по затратам на их производство и использование.

Для достижения показателей прогнозного топливно-энергетического баланса среди прочих мероприятий концепцией энергетической безопасности предусмотрено строительство АЭС мощностью порядка 2ГВт и вовлечение в баланс 2,5-5,0 млн. тонн условного топлива ядерного топлива.

Таблица 1 - Предварительный баланс Белорусской энергосистемы до 2020 года по прогнозу среднего роста потребления электрической энергии

Наименование показателей	Единица измерений	Годы			
		2005	2010	2015	2020
Общая потребность в электроэнергии	млрд.кВт·ч	35,0	39,3	42,5	47,1
Чистый импорт	млрд. кВт·ч	4,04	5,1		
Выработка в энергосистеме	млрд. кВт·ч	30,96	34,2	42,5	47,1
Установленная мощность ТЭС и прочих	МВт	7900	8900	9700	9900
Установленная мощность АЭС	ГВт	-	-	-	2
Общая установленная мощность	МВт	7900	8900	9700	11900
Пиковая мощность	МВт	5871	7012	7814	8970
Требуемая мощность с учетом резерва 20 процентов	МВт	7525	8939	10551	12400

Таблица 2 - Потребность Республики по видам энергоресурсов и энергии при максимальном росте ВВП и минимальном уровне снижения его энергоемкости

Виды энергоресурсов	По годам							
	2005		2010 прогноз		2015 прогноз		2020 прогноз	
	млн. т у.т.	про-цен-тов	млн. т у.т.	про-цен-тов	млн. т у.т.	про-цен-тов	млн. т у.т.	процен-тов
Газ природный (по балансу Союзного государства)			25,3		26,4		27,5	
Газообразное топливо	23,41	77,9	25,2	74,9	25,5	68,7	27,3-24,6	64,3-58,0
в том числе:								
добыча попутного газа	0,30	1,0	0,27	0,8	0,26	0,7	0,22	0,5
в качестве сырья и на транспорт	1,52	5,1	1,80	5,3	3,00	8,1	3,00	7,1
Газ сжиженный	0,35	1,2	0,39	1,2	0,38	1,0	0,38	0,9
Газ НПЗ	0,63	2,1	0,76	2,3	0,77	2,1	0,77	1,8
Топливо печное бытовое	0,09	0,3	0,09	0,3	0,05	0,1	0,03	0,1
Мазут	1,74	5,8	1,74	5,0	1,74	4,6	1,74	4,1
Уголь, включая кокс и коксовую мелочь	0,21	0,7	1,22	3,6	2,7	7,4	3,0	7,2

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

44

Окончание таблицы 2

Виды энергоресурсов	По годам							
	2005		2010 прогноз		2015 прогноз		2020 прогноз	
	млн. т у.т.	про- цен- тов	млн. т у.т.	про- цен- тов	млн. т у.т.	про- цен- тов	млн. т у.т.	процен- тов
Валовые ТЭР	37,08	41,6		45,9		52,4		
Теплоэнергия, млн. Гкал	73,5	77,9		81,8		87,5		
в том числе тепловые вто- ричные энергоресурсы (ВЭР) в эквиваленте	0,8	1,0		1,3		1,9		
Электроэнергия, млрд. кВтч	35,00	39,9		44,0		50,3		
Местные виды топлива (МВТ) с учетом тепловых ВЭР	4,56	6,48		8,46		9,72 - 9,92		
Доля МВТ в потреблении КПТ без сырья		16,8	20,5		25,0		26,6-29,1	

Общей характеристикой для большинства электростанций энергосистемы является повышенный и постоянно нарастающий физический и моральный износ основного и вспомогательного оборудования, коммуникаций транспорта энергии. Износ основного энергогенерирующего оборудования электрических и тепловых сетей составляет около 60 %, что свидетельствует о необходимости существенной модернизации основного оборудования энергосистемы.

В соответствии с «Концепцией энергетической безопасности Республики Беларусь», утвержденной Указом Президента Республики Беларусь от 17.09.2007 № 433, основными направлениями повышения надежности Белорусской энергосистемы являются:

- опережающие темпы обновления основных производственных фондов над темпами старения для достижения к 2020 году уровня их износа не более 45 %;
- диверсификация видов топлива для генерирующих источников;
- поддержание на должном уровне существующих и развитие новых взаимосвязей по магистральным линиям электропередач с энергосистемами соседних государств.

В целях реализации названных направлений к 2020 году Государственной комплексной программой модернизации основных производственных фондов Белорусской энергетической системы, энергосбережения и увеличения доли использования в республике собственных ТЭР в 2006-2010 годах, Государственной программой инновационного развития Республики Беларусь на 2007-2010 годы, утвержденной Указом Президента Республики Беларусь от 26 марта 2007 г. № 136 (Национальный реестр правовых актов Республики Беларусь, 2007 г., № 79, 1/8435) и другими программами предусматривается модернизация действующих электростанций на базе парогазовых технологий с обязательным внедрением автоматических систем управления работой энергоблоков, позволяющих снизить удельные расходы топлива на выработку тепловой и электрической энергии и повысить производственную безопасность объектов электроэнергетики.

Основной составляющей повышения энергетической безопасности функционирования генерирующих источников должно стать сооружение новых электростанций на ядерном топливе и угле, в том числе:

Инов. № подл.	Взам. инв. №
Подпись и дата	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата
------	---------	------	-------	-------	------

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

45

- АЭС мощностью около 2000 МВт;
- ряда тепловых электростанций на угле общей мощностью 800 – 900 МВт.

В целях регулирования нагрузки энергосистемы АЭС потребуется ввод мощных высокоманевренных источников.

Наряду с вводом новых мощностей в энергосистеме получают дальнейшее развитие малые ТЭЦ на промышленных предприятиях, в небольших городах и районных центрах, что существенно повысит надежность и экономичность их энергоснабжения.

В соответствии с прогнозом социально-экономического развития республики и с учетом мероприятий по энергосбережению потребности в электрической энергии в 2020 г. оцениваются в 47,1 млрд. кВт·ч, в тепловой энергии – 84,5 млн. Гкал.

В отличие от условий, предусмотренных Государственной комплексной программой модернизации основных производственных фондов Белорусской энергетической системы, энергосбережения и увеличения доли использования в республике собственных ТЭР в 2006 -2010 годах, в прогнозируемом периоде будет иметь место не снижение, а увеличение потребления электроэнергии и пиковой мощности. Это обусловлено увеличением ранее прогнозируемых объемов производства ВВП, в первую очередь в отраслях промышленности и сельском хозяйстве.

Опережающий рост потребления электрической энергии по отношению к росту валового потребления энергоносителей на 5-10 процентов имеет место во всех государствах мира. Для Республики Беларусь в прогнозируемом периоде эта тенденция сохранена на одном уровне, а для тепловой энергии - в два раза ниже роста валового потребления энергоносителей. Это связано с тем, что потенциал энергосбережения по экономии тепловой энергии в Республике значителен.

Концепцией энергетической безопасности предусмотрено строительство АЭС мощностью порядка 2ГВт и вовлечение в баланс 2,5 - 5,0 млн.тонн условного топлива ядерного топлива. Ввод в действие АЭС повлияет не только на режим работы энергоисточников, но и на структуру топливно-энергетического баланса (см. таблицу 2).

Возрастающее к 2020 году потребление ядерного топлива наряду с другими структурными изменениями в топливно-энергетическом балансе позволит компенсировать рост потребности в газе и в значительной степени стабилизировать его потребление на одном уровне.

4 АЛЬТЕРНАТИВНЫЕ ПЛОЩАДКИ РАЗМЕЩЕНИЯ АЭС. АЛЬТЕРНАТИВНЫЕ ИСТОЧНИКИ ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ

4.1 Альтернативные площадки строительства АЭС

Первоначально в Республике Беларусь были намечены для рассмотрения 74 пункта возможного размещения АЭС. Из дальнейшего рассмотрения 20 пунктов были исключены, поскольку они попадали под действие запрещающих факторов, определяемых основными критериями и требованиями к выбору площадок для размещения АЭС. Таким образом, анализу по неблагоприятным факторам, выполненному на основе фондовых и архивных материалов, было подвергнуто 54 пункта [22,23].

Для сокращения объемов изыскательских работ по намеченным пунктам была создана экспертная комиссия, которая на основании анализа гидрологических, сейсмотектонических, экологических, аэрометеорологических, радиологических инженерно-геологических факторов, условий землепользования и дополнительных рекогносцировочных полевых работ определила три наиболее перспективных пункта для детального изучения:

- Быховский, (Могилевская область);

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

46

- Шкловско-Горецкий, (Могилевская область);
- Островецкий, (Гродненская область).

В 2006-2008 годах на указанных пунктах были выделены три площадки:

- Краснополянская площадка (Быховский пункт);
- Кукшиновская площадка (Шкловско-Горецкий пункт);
- Островецкая площадка (Островецкий пункт).

На указанных площадках проводились исследовательские работы с целью выбора приоритетной площадки для строительства АЭС.

Для сравнения площадок, по результатам изысканий все сведения были систематизированы в таблицах 3 – 5 [24].

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №							Лист
Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата	1588-ПЗ-ОИ4			47

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	
Кол.уч	
Лист	
№ док.	
Подп.	
Дата	

1588-ПЗ-ОИ4

Таблица 3 - Сравнительные характеристики площадок размещения АЭС

Характеристика	Конкурентные площадки		
	Кукшиновская площадка	Краснополянская площадка	Островецкая площадка
<i>Сейсмотектонические условия</i>			
Площадь укрупненных площадок, расположенных на стабильных блоках, км ²	4,0	2,0	4,5
Расстояние до ближайшей зоны возможных очагов землетрясений (ВОЗ), км (по рекомендациям МАГАТЭ не менее 5 км.)	12 км до Оршанской	24 км до Могилевской	39 км до Ошмянской
Категория грунтов по сейсмическим свойствам	II	II	II
Проектное землетрясение, ПЗ, балл	5	5	6
Максимальное расчетное землетрясение, МРЗ, балл	6	6	7
<i>Геологические и гидрогеологические условия</i>			
Состав коренных пород, подстилающих четвертичную толщу	Доломит, известняк, глина, алевролит, алевроит	Мел, мергель, глина	Алеврит, мергель, доломит
Мощность четвертичных отложений, м	68-72	45-55	72-103
Состав четвертичных отложений	Преимущественно моренные и озерно-ледниковые суглинки; моренные пески	Преимущественно межморенные пески; моренные суглинки и супеси	Преимущественно моренные и супеси и суглинки; моренные пески
Залегание с поверхности комплекса слабых лесовидных и озерно-болотных грунтов, мощностью 5 м и более	Нет	Нет	Нет
Характер первого межморенного водоносного горизонта	Напорный	Безнапорный	Напорно-безнапорный
Глубина залегания первого от поверхности водоносного горизонта, м.	1,8	10	15
Защищенность подземных вод от поверхностного загрязнения (наличие верхнего водоупора)	Хорошая	Удовлетворительная	Хорошая
<i>Гидрологические условия водоснабжения площадок</i>			
Природный источник технического водоснабжения	р. Днепр	р. Днепр	р. Виляя

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	
Кол.уч	
Лист	
№ док.	
Подп.	
Дата	

1588-ПЗ-ОИ4

Окончание таблицы 3

Характеристика	Конкурентные площадки		
	Кукшиновская площадка	Краснополянская площадка	Островецкая площадка
Обеспеченность АЭС в техническом водоснабжении (подпитка) при потребности 2,54 м³/с	12,58 м³/с	18,18 м³/с	17,3 м³/с
<i>Метеорологические условия</i>			
Соответствуют нормативным требованиям по условиям размещения на всех рассматриваемых площадках			
<i>Техногенное влияние</i>			
Пара влажностные выбросы градирен:			
Летом	Увеличение относительной влажности на 0,2% над фоном; не влияет на процессы образования росы, дымки, тумана		
Зимой	Увеличение относительной влажности на 1% над фоном; не влияет на процессы, связанные с изменением влажности, не вызовет дополнительного обледенения проводов ЛЭП		
Радиационная обстановка на площадке под воздействием пара влажностных выбросов	Незначительное повышение концентрации радиоактивных аэрозолей на расстоянии не более 1,5 км от источника выброса		
Влияние выбросов промпроизводств на тридцатикилометровую зону площадки	Отсутствует	Отсутствует	Отсутствует
<i>Влияние внеплощадочных чрезвычайных ситуаций</i>			
Перенос радиоактивных аэрозолей за счет пожаров в лесах и на торфяниках	Незначительно	Незначительно; необходим радиационный контроль	Незначительно
Задымление за счет аварий и пожаров на газопроводе	Незначительно	Отсутствует	Незначительно
Задымление за счет аварий и пожаров на нефтепроводе	Возможно	Отсутствует	Отсутствует
<i>Радиационное загрязнение</i>			
Естественное загрязнение почвы радионуклидами на начало эксплуатации АЭС, Ки/км² (нормативное не более 5)			
	до 0,17	4,99	0,28
<i>Демографические характеристики</i>			
Плотность населения, чел/км² (допустимое не более 100)	34	20	24

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	
Кол.уч	
Лист	
№ док.	
Подп.	
Дата	

1588-ПЗ-ОИ4

Таблица 4 – Характеристика условий строительства на конкурирующих площадках

Данные, характеризующие условия строительства	Конкурирующие площадки		
	Кукшиновская площадка	Краснополянская площадка	Островецкая площадка
1 Плотность и распределение населения в радиусе до 25 км: - плотность населения; - населенный пункт, направление, расстояние, численность жителей ¹⁾	34 чел/ км ² ; - г. Могилев, юго-запад, 50 км, 365 тыс.чел.; - г.Горки, юго-восток, 15 км, 33,9 тыс.чел.; - г.Шклов, юго-запад, 28 км, 15 тыс.чел.; - г.Орша, северо-запад, 25 км, 130,5 тыс.чел	20 чел/ км ² ; - г. Могилев, северо-запад, 35 км, 367 тыс.чел.; - г.Быхов, юго-запад, 30 км, 16,7 тыс.чел.; - г.Чаусы, северо-восток, 25 км, 10,6 тыс.чел.; - г.Славгород, юго-восток, 25 км, 8,3 тыс.чел.; - г.Годылево, восток, 25 км, 1 тыс.чел.	24 чел/ км ² ; - г.п. Островец, юго-запад, 19 км., 8 тыс. чел.; - п. Свирь, 22 км., северо-восток, 1,5 тыс. чел.; - г. Вильнюс 40км., запад, 542 тыс. чел.
2 Условия фундирования основных сооружений	В связи с высоким уровнем напорных подземных вод и наличием слабых грунтов требуется строительное водопонижение, усиленная гидроизоляция, замещение грунтов с низкими прочностными характеристиками. Потенциальная вероятность активизации суффозионно-карстовых процессов в кавернозных и закарстованных доломитах.	Потенциальная вероятность суффозионно-карстовых процессов в мергельно-меловой толще, залегающей под четвертичными песками.	Возможность строительства основных сооружений на естественном основании (наиболее экономичный вариант). Условия строительства сухие.
3 Проектное землетрясение, ПЗ, балл	5	5	6
4 Максимальное расчетное землетрясение, МРЗ, балл	6	6	7

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	
Кол.уч	
Лист	
№док.	
Подп.	
Дата	

1588-ПЗ-ОИ4

Окончание таблицы 4

Данные, характеризующие условия строительства	Конкурентные площадки		
	Кукшиновская площадка	Краснополянская площадка	Островецкая площадка
5 Климатические и аэроклиматические условия	Имеется вероятность прохождения смерчей и шквалов	Имеется вероятность прохождения смерчей и шквалов	Имеется вероятность прохождения смерчей и шквалов
6 Рельеф (средний уклон поверхности) в пределах основной промплощадки	15 %	14 %	14 %
7 Радиоактивное загрязнение площадки	отсутствует	Площадка относится к зоне частичного радиоактивного загрязнения от аварии на Чернобыльской АЭС (в зоне периодического радиационного контроля)	отсутствует
8 Необходимость водоснабжения по основным объектам строительства	2,54 м³/с	2,54 м³/с	2,54 м³/с
9 Протяженность (км) водоводов добавочной воды технического водоснабжения и их диаметр (мм)	Протяженность 39 км; Две нитки диаметром 1600 мм	Протяженность 36 км; Две нитки диаметром 1600 мм	Протяженность 6 км; Две нитки диаметром 1600 мм
10 Схема технического водоснабжения	Оборотная с градирнями	Оборотная с градирнями	Оборотная с градирнями
11 Протяженность подъездного ж.д. пути, км	4	27	32
12 Протяженность внешних автодорог, км:	4	3	4

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	
Кол.уч	
Лист	
Наряд.	
Подп.	
Дата	

1588-ПЗ-ОИ4

Таблица 5 – Анализ соответствия конкурентных площадок требованиям нормативных документов

Факторы, учитываемые при выборе площадки	Конкурентные площадки					
	Кукшиновская площадка		Краснополянская площадка		Островецкая площадка	
	Значение	Выводы	Значение	Выводы	Значение	Выводы
Запрещающие факторы не допускается строительство АЭС (по ТКП 097-2007)						
Площадка расположена непосредственно на тектонически-активных разломах	Активные разломы отсутствуют	Соответствует	Активные разломы отсутствуют	Соответствует	Активные разломы отсутствуют	Соответствует
Площадка, сейсмичность которой характеризуется интенсивностью МРЗ более 9 баллов по шкале MSK-64	Сейсмичность площадки ПЗ 5 баллов, МРЗ 6 баллов	Соответствует	Сейсмичность площадки ПЗ 5 баллов, МРЗ 6 баллов	Соответствует	Сейсмичность площадки ПЗ 6 баллов, МРЗ 7 баллов	Соответствует
АЭС расположена над источниками водоснабжения с утвержденными запасами подземных вод, используемыми или намечаемыми к использованию для питьевого водоснабжения, если не может быть обоснована невозможность их загрязнения радиоактивными веществами	Источники водоснабжения отсутствуют	Соответствует	Источники водоснабжения отсутствуют	Соответствует	Источники водоснабжения отсутствуют	Соответствует
Район не располагающий водными ресурсами достаточными при обеспеченности 97 % для восполнения потерь в системах охлаждения АЭС, и где нет надежных источников для восполнения потерь воды в системах охлаждения реакторных установок, важных для безопасности АЭС. Потребность 22 тыс. м ³ /сутки	Обеспечивается водоотведение в интервале 150-200 тыс. м ³ /сутки с учетом экологических ограничений	Соответствует	Обеспечивается водоотведение в интервале 150-200 тыс. м ³ /сутки с учетом экологических ограничений	Соответствует	Обеспечивается водоотведение в интервале 150-200 тыс. м ³ /сутки с учетом экологических ограничений	Соответствует

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч	Лист	Недоп.	Подп.	Дата

Продолжение таблицы 5

Факторы, учитываемые при выборе площадки	Конкурентные площадки					
	Кукшиновская площадка		Краснополянская площадка		Островецкая площадка	
	Значение	Выводы	Значение	Выводы	Значение	Выводы
Территория, где установлено наличие активного карста или возможность активизации суффuzionно-карстовых процессов	Наличие активного карста отсутствует. Потенциальная вероятность активизации суффuzionно - карстовых процессов в кавернозных и закарстованных доломитах.	Соответствует Осложняющий фактор	Наличие активного карста отсутствует. Потенциальная вероятность активизации суффuzionно-карстовых процессов в мергельно-меловой толще, залегающей под четвертичными песками.	Соответствует Осложняющий фактор	Наличие активного карста или возможность активизации суффuzionно-карстовых процессов отсутствует	Соответствует
Район развития активных оползневых и других опасных склоновых процессов (обвалов, селевых потоков)	Опасные процессы отсутствуют	Соответствует	Опасные процессы отсутствуют	Соответствует	Опасные процессы отсутствуют	Соответствует
Территория подвержена затоплению катастрофическими паводками и наводнениями с повторяемостью один раз в 10000 лет с учетом ледовых заторов, ветровых нагонов и приливно-отливных явлений	Опасность отсутствует	Соответствует	Опасность отсутствует	Соответствует	Опасность отсутствует	Соответствует
Территория потенциально подвержена затоплению волной прорыва напорных фронтов водохранилищ, расположенных выше по течению	Опасность отсутствует	Соответствует	Опасность отсутствует	Соответствует	Опасность отсутствует	Соответствует

1588-ПЗ-ОИ4

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч	Лист	Недок.	Подп.	Дата

Продолжение таблицы 5

Факторы, учитываемые при выборе площадки	Конкурентные площадки					
	Кукшиновская площадка		Краснополянская площадка		Островецкая площадка	
	Значение	Выводы	Значение	Выводы	Значение	Выводы
Территория, в пределах которой нахождение АЭС запрещено природоохранным законодательством	Запретов нет	Соответствует	Запретов нет	Соответствует	Запретов нет	Соответствует
Территория со средней плотностью населения (включая строителей и персонал АЭС) 100 чел/км ² и более	Плотность населения 34 чел/км ²	Соответствует	Плотность населения 20 чел/км ²	Соответствует	Плотность населения 24 чел/км ²	Соответствует
Неблагоприятные факторы						
Территория на которой установлены современные дифференцированные движения земной коры (вертикальные – со скоростью более 10 мм в год, горизонтальные – более 50 мм в год)	Вертикальные: со скоростью менее 10 мм в год, горизонтальные – менее 50 мм в год)	Соответствует	Вертикальные: со скоростью менее 10 мм в год, горизонтальные – менее 50 мм в год)	Соответствует	Вертикальные: со скоростью менее 10 мм в год, горизонтальные – менее 50 мм в год)	Соответствует
Территория с засоленными грунтами и развивающимися на них засолением или выщелачиванием	Территории с засоленными грунтами и развивающимися на них засолением или выщелачиванием отсутствуют	Соответствует	Территории с засоленными грунтами и развивающимися на них засолением или выщелачиванием отсутствуют	Соответствует	Территории с засоленными грунтами и развивающимися на них засолением или выщелачиванием отсутствуют	Соответствует

1588-ПЗ-ОИ4

Продолжение таблицы 5

Факторы, учитываемые при выборе площадки	Конкурентные площадки					
	Кукшиновская площадка		Краснополянская площадка		Островецкая площадка	
	Значение	Выводы	Значение	Выводы	Значение	Выводы
Территория с заброшенными горными и другими выработками	Отсутствуют	Соответствует	Отсутствуют	Соответствует	Отсутствуют	Соответствует
На территории находятся пойменные террасы рек и берега водоемов со скоростью перемещения линии среза и бровки абразионного уступа более 1 м в год	Отсутствуют	Соответствует	Отсутствуют	Соответствует	Отсутствуют	Соответствует
Склоны с уклоном 15° и более	Отсутствуют	Соответствует	Отсутствуют	Соответствует	Отсутствуют	Соответствует
Вода в источнике водоснабжения имеет высокую химическую и биологическую загрязненность, превышающую установленные нормативы	Химическая и биологическая загрязненность вода в источнике водоснабжения соответствует установленным нормативам	Соответствует	Химическая и биологическая загрязненность вода в источнике водоснабжения соответствует установленным нормативам	Соответствует	Химическая и биологическая загрязненность вода в источнике водоснабжения соответствует установленным нормативам	Соответствует

Продолжение таблицы 5

Факторы, учитываемые при выборе площадки	Конкурентные площадки					
	Кукшиновская площадка		Краснополянская площадка		Островецкая площадка	
	Значение	Выводы	Значение	Выводы	Значение	Выводы
Область питания основных водоносных горизонтов	По имеющимся данным территория площадки не относится к области питания основных водоносных горизонтов. Окончательная оценка может быть выполнена на последующих стадиях изысканий	Соответствует	По имеющимся данным территория площадки не относится к области питания основных водоносных горизонтов. Окончательная оценка может быть выполнена на последующих стадиях изысканий	Соответствует	По имеющимся данным территория площадки не относится к области питания основных водоносных горизонтов. Окончательная оценка может быть выполнена на последующих стадиях изысканий	Соответствует
Площадка с грунтовыми водами на глубине менее 3 м от поверхности планировки в грунтах мощностью 10 м и более с коэффициентом фильтрации 10 м в сутки и более, а также с сильно трещиноватыми и крупнообломочными грунтами с низкой сорбционной способностью	На площадке грунтовые воды распространены на глубине менее 3 м от поверхности планировки	Не соответствует. Требуется водопонижение.	На площадке грунтовые воды распространены на глубине 10 м и более от поверхности планировки	Соответствует	На площадке грунтовые воды распространены на глубине 10 м и более от поверхности планировки	Соответствует

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	
Кол.уч	
Лист	
№доку.	
Подп.	
Дата	

1588-ПЗ-ОИ4

Продолжение таблицы 5

Факторы, учитываемые при выборе площадки	Конкурентные площадки					
	Кукшиновская площадка		Краснополянская площадка		Островецкая площадка	
	Значение	Выводы	Значение	Выводы	Значение	Выводы
Район распространения структурно и динамически неустойчивых грунтов (мерзлые и вечномерзлые грунты, лессовые просадочные и набухающие грунты, засоленные и заторфованные грунты, рыхлые пески, а также грунтов с модулем деформации менее 20 МПа и др),	Динамически неустойчивые грунты не оценивалась (подлежит изучению на последующих стадиях изысканий) Залегающие с поверхности озерно-болотные заторфованные грунты будут сняты; болотно-озерные заторфованные грунты в нижней части разреза четвертичных отложений мощностью более 10 м, распространены не повсеместно на глубине 40-50 м	Соответствуют	Динамически неустойчивые грунты не оценивалась (подлежит изучению на последующих стадиях изысканий). Залегающие местами с поверхности лессовидные и озерно-болотные заторфованные грунты при планировки будут сняты	Соответствует	Динамически неустойчивые грунты не оценивалась (подлежит изучению на последующих стадиях изысканий).	Соответствует

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	
Кол.уч	
Лист	
Нарок.	
Подп.	
Дата	

1588-ПЗ-ОИ4

Окончание таблицы 5

Факторы, учитываемые при выборе площадки	Конкурентные площадки					
	Кукшиновская площадка		Краснополянская площадка		Островецкая площадка	
	Значение	Выводы	Значение	Выводы	Значение	Выводы
Территория подвержена воздействию ураганов и смерчей	Имеется вероятность прохождения смерчей и шквалов	Не соответствует. Требуется учет смерчеопасности при проектировании АЭС	Имеется вероятность прохождения смерчей и шквалов	Не соответствует. Требуется учет смерчеопасности при проектировании АЭС	Имеется вероятность прохождения смерчей и шквалов	Не соответствует. Требуется учет смерчеопасности при проектировании АЭС
Территория, на которой в результате планируемого в перспективе промышленного, водохозяйственного и коммунально-бытового строительства или развития орошаемого земледелия возможны недопустимые изменения режима подземных и поверхностных вод, их температуры и поверхностного состава	Изменений режима подземных и поверхностных вод, их температуры и поверхностного состава не прогнозируется Соответствует		Изменений режима подземных и поверхностных вод, их температуры и поверхностного состава не прогнозируется	Соответствует	Изменений режима подземных и поверхностных вод, их температуры и поверхностного состава не прогнозируется	Соответствует

Результаты сравнительной оценки показывают [27]:

– для всех трех конкурентных площадок запрещающих факторов (т.е. факторов/условий, не допускающих размещение площадки АЭС в соответствии с требованиями нормативных документов) нет;

– на Краснополянской и Кукшиновской площадках существует потенциальная возможность активизации суффозионно-карстовых процессов, что является осложняющим фактором. Инженерно-геологические и гидрогеологические условия Кукшиновской площадки сложные (отсутствует закономерность в залегании грунтов различного состава и свойств, присутствуют напорные воды, пьезометрический уровень которых устанавливается близко от поверхности земли до 1,5 м).

– по совокупности факторов, имеющих существенное значение, Островецкая площадка имеет преимущество перед Краснополянской и Кукшиновской.

С учетом изложенного, а также рекомендаций МАГАТЭ, и учитывая значимость вопросов обеспечения безопасности, в качестве приоритетной (основной) определена Островецкая площадка.

4.2 Альтернативные источники электроэнергии

Ядерное топливо, как и традиционные виды топлива, относится к невозобновляемым источникам энергии. Ежегодное промышленное потребление урана в мире составляет около 60 тыс.т.

Агентство по ядерной энергии (АЯЭ) Организации экономического сотрудничества и развития (ОЭСР) 3 июня 2008 г опубликовало доклад, в котором говорится, что при том условии, что потребление сохранится на нынешнем уровне, мировых запасов урана хватит для всех реакторов, как минимум, на столетие. Как отмечается в докладе, из расчета того, что стоимость добычи килограмма урана будет ниже 130 американских долл., в мировом масштабе разведанные запасы урана, которые будут добыты по низкой стоимости, достигают 5,5 млн.т., неразведанные – 10,5 млн.т [1].

В докладе говорится, что мировой объем производства электричества при помощи ядерной энергии в прошлом году составил 372 ГВт, и к 2030 г., как предполагается, максимально возрастет на 80 %. АЯЭ ОЭСР полагает, что разведанные запасы урана в полной мере могут нивелировать рост спроса на произведенное при помощи ядерной энергии электричество, более того, по мере роста технологий мировые запасы урана смогут полностью удовлетворить потребности планеты на несколько тысячелетий вперед.

В мире стоимость электроэнергии, производимой на новых АЭС, в среднем составляет 5 ц/кВтч. По оценкам МЭА*, атомная энергетика рентабельна при цене природного газа выше 4,70 долл/млн. БТЕ¹, а угля – 70 долл/т. Экономический эффект может усиливаться в случае введения штрафов предприятиям за загрязнение окружающей среды. В 2007г. в мире эксплуатировалось 439 блоков АЭС и 34 строилось, а на долю атомной энергии приходилось (% суммарного энергопотребления): во Франции – 39, Швеции – 30, Литве – 24, Швейцарии – 22, Финляндии – 20, на Украине и в Бельгии – по 15, Республике Корея – 14, Японии – 12,Германии – 10 [1].

Согласно общепринятому мнению [25,26], в период до 2020 года атомная энергетика будет развиваться на основе тепловых реакторов с использованием в качестве топлива U-235. На следующих этапах будет начата подготовка тепловых реакторов к их переводу в торий-урановый цикл с производством недостающего U-233 в ториевых бланкетах быстрых реакторов. При накоплении в них U-235 с концентрацией тория,

* МЭА – мировое энергетическое агентство.

¹ БТЕ – Британская тепловая единица. 1 БТЕ=252 кал или 1055 Дж.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

необходимой для тепловых реакторов, изготовление торий-уранового топлива не требует извлечение чистого U-235. Кроме того, в течение многих лет ведутся работы по внедрению МОКС топлива на тепловых реакторах (смесь оружейного плутония и отработавшего топлива АЭС). Росатом ведет работы по строительству установки промежуточной производительности для обеспечения МОКС-топливом восьми реакторов типа ВВЭР-1000. Установка проектируется на основе опыта, технологии и оборудования по производству МОКС-топлива в г. Ханау (Германия). При масштабе производства примерно 1т по плутонию в год стоимость МОКС-топлива почти вдвое превышает стоимость уранового топлива

Таким образом, несмотря на то, что обеспеченность человечества ураном сопоставима с обеспеченностью нефтью и газом, разрабатываемые технологии увеличивают ядерные энергетические ресурсы, как минимум в 60 раз, т.е. на 3000 лет при текущих темпах потребления атомной энергии.

4.3 Сравнительная характеристика различных видов топлива, ТЭС и АЭС

Для целей сравнения топлив введено понятие УСЛОВНОГО ТОПЛИВА. Теплота сгорания одного кг условного топлива (у.т.) составляет 29,3 МДж или 7000 ккал, что примерно соответствует 1 кг каменного угля. В таблице 6 приведена характеристика различных видов топлива.

Таблица 6 - Характеристика различных видов топлив

Вид топлива	Теплотворная способность, МДж/кг	Коэффициент выброса CO ₂	Теплотворная способность, единицы г/МДж	% содержания углерода, CO ₂ МДж/кг(л)
Сырая нефть	45-46	89	70-73	37-39
LPG	49	81	59	
Природный газ	39	76	51	55
Каменный уголь (NSW и OLD)	21,5-30	67	90	
Каменный уголь (SA и WA)	13,5-19,5			
Каменный уголь (канадский битуминозный)	27,0-30,5			
Каменный уголь (канадский подбитуминозный)	18,0			
Бурый уголь(в среднем)	9,7	25		
Бурый уголь (Low Yang)	8,15		1,25 кг/кВт	
Древесина (сухая)	16	49	94	
Естественный уран (в легко-водных реакторах)	500 ГДж/кг			
Естественный уран (в легко-водных с U и Pu повторного цикла)	650 ГДж/кг			
Уран (до 3,5 % U-235 в ВВЭР)	3900 ГДж/кг			
Естественный уран (в реакторах на быстрых)	28000 ГДж/кг			

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата
------	---------	------	-------	-------	------

Учитывая, что человечество обладает максимальными запасами урана и угля, целесообразно сравнить данные виды топлив более подробно.

На рисунке 2 [8] приведена сравнительная характеристика энергетического цикла на угле и ядерном топливе.



Рисунок 2 – Сравнение видов топлив и отходов, производимых при их сжигании

Из рисунка следует: от 30 до 70 кг урановой руды необходимо для того, чтобы произвести горстку (230 граммов) концентрата двуокиси урана. Уран в этом концентрате, назовем его "естественный уран", содержит приблизительно 0,7 % U-235, делящегося изотопа урана. Естественный уран используется для заправки топливом реакторов типа "CANDU" Канадского производства, получивших широкое распространение в мире. В странах, использующих легко-водные реакторы (так называемые реакторы PWR и BWRs) естественный уран обогащается по содержанию изотопа U-235, и из 30-70 кг урановой руды получают, приблизительно, 30 граммов обогащенного уранового топлива, которое содержит до 3,5 % U-235. Оработавший уран в CANDU реакторах содержит очень небольшое количество ядерного топлива, которое обрабатывается как отходы. Уран, оработавший в легко-водных реакторах, содержит достаточно большое количество ядерного топлива, и в некоторых странах обрабатывается для повторного использования. После повторной отработки топлива в легко-водных реакторах остается приблизительно 20 мл жидких высокоактивных отходов. Такие высокорadioактивные отходы, занимающие объем не более одного кубического сантиметра, "остекловываются", т.е. помещаются в специальные таблетки весом до 6 грамм и размером с большую монету, выполненные из особого сорта стекла. В процессе работы ядерных реакторов образуются и другие отходы, но они имеют намного меньшее значение [28].

Приведенные данные показывают ряд преимуществ атомной энергетики по сравнению с традиционными энерготехнологиями:

- отсутствие выброса парниковых газов и вредных химических веществ;
- отсутствие выброса радиоактивных веществ при нормальной эксплуатации

АЭС (выброс ограничен допустимыми квотами, радиоактивные отходы локализируются, концентрируются и захораниваются), в то время как на ТЭС радиоактивные отходы

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

(естественные радионуклиды калий, уран, торий и продукты их распада) вовлекаются в биологический жизненный цикл;

- малое влияние стоимости сырья на стоимость вырабатываемой электроэнергии.

4.4 Описание альтернативных вариантов

В настоящее время атомная энергетика является одним из основных мировых источников электроэнергии, ее доля составляет 17 % от общего количества вырабатываемой электроэнергии, что также соответствует доле производства электроэнергии на АЭС России. Экологические и экономические преимущества атомной энергетики позволяют ей рассчитывать на хорошие перспективы и в дальнейшем. Такие качества атомной энергетики как конкурентоспособность с энергоблоками на органическом топливе, замещении невозобновляемых энергоресурсов, высвобождении транспорта, практическое отсутствии выброса в атмосферу загрязняющих веществ, в том числе оксидов углерода, что тесно связано с парниковым эффектом планеты, создают благоприятные условия для ее дальнейшего развития.

К альтернативным вариантам, предлагаемым рядом общественных экологических организаций для покрытий энергетических нагрузок региона в перспективе, относятся:

- тепловые электростанции на органическом топливе (уголь, газ, мазут);
- гидроэлектростанции средней и малой мощности по возможности обеспечения гидроресурсами;
- ветровые электрические станции;
- прочие нетрадиционные энергоисточники (солнечные установки, водородная энергетика, топливные элементы).

Альтернативные варианты сравниваются по факторам технико-экономическим (себестоимость отпускаемой электроэнергии), экологическим (воздействие на окружающую среду) и факторам оценки полной стоимости производства электроэнергии, включая экологические эффекты для топливной цепочки, а также влияние на занятость и общество в местном, региональном и глобальном масштабе.

Сравнение полной стоимости производства электроэнергии с учетом внешних и социальных затрат сравниваемых технологий энергопроизводства, включая экологические эффекты для топливной цепочки, а также влияние на занятость и общество в местном, региональном и глобальном масштабе приведены в таблице 7 [29].

Таблица 7 - Полная стоимость производства электроэнергии.

Цена в евро центах за кВт·ч

Технология	Внешние затраты (затраты на топливный цикл)	Финансовые затраты	Всего
Уголь	2,0	5,0	7,0
Нефть	1,6	4,5	6,0
Газ	0,36	3,5	3,9
Ветер	0,22	6,0	6,2
Гидроэнергия	0,22	4,5	4,7
Ядерная энергия	0,04	3,5	3,5

Оценка ресурсной базы тепловых электростанций показывает следующую картину.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Цель на перспективу – снижение удельной доли потребления природного газа по сравнению с углем.

Ветроэнергетические установки также имеют определенную перспективу, оценивать которую необходимо по совокупности технических и географических факторов.

Очень важным фактором для сравнения предлагаемого в проекте и альтернативных вариантов покрытия перспективных электрических нагрузок является фактор надежности гарантированного отпуска электроэнергии.

Это определяется величиной коэффициента использования установленной мощности (КИУМ) энергоисточника.

Проектный КИУМ АЭС составляет не менее 90 %, КИУМ ТЭС на газе, угле, мазуте приближается к этой цифре, но уступает АЭС. АЭС по своим технологическим особенностям могут работать только в глубоко базовом режиме. В этих условиях на ТЭС ложится необходимость покрытия переменной части графика нагрузок. Отказ от АЭС привел бы к повышению среднего КИУМ для ТЭС.

КИУМ ГЭС может достигать до 50 %, а КИУМ ветроустановок и солнечных энергоисточников не достигает до 50 %. Таким образом, чтобы сравняться по надежности электроснабжения с конкурентами источникам с КИУМ равным 50 % и меньше надо иметь резервные источники такой же мощности с использованием, очевидно, органического топлива (как правило, это дизельгенераторы).

Сравнительная оценка экологической безопасности АЭС и альтернативных источников от атмосферных выбросов при различных топливных циклах, включая стадии добычи и производства электроэнергии, приведена в таблице 8 [30,31].

Таблица 8 - Атмосферные выбросы от различных топливных циклов, включая стадии добычи и производства электроэнергии, г/(кВт·ч)

Вид выброса	Топливный цикл			
	ЯТЦ	Угольный	Нефтяной	На природном газе
SO _x	1,500	12,500	8,300	13,700
NO _x	0,400	3,000	4,500	3,400
CO	0,010	0,240	0,610	0,060
CH ₄	0,005	0,050	1,250	0,010
CO ₂	8,000	1100,000	640,000	530,000
Твердые частицы	0,400	0,900	0,860	0,140

Примечание - выбросы ЯТЦ распределяются по разным, удаленным друг от друга территориям.

Из этих атмосферных выбросов основными парниковыми газами, подпадающими под Киотское соглашение, являются CO₂ и CH₄.

Преимущества ЯТЦ перед остальными энерготехнологиями и по парниковым газам и другим выбросам очевидны.

Краткое сравнение по экологической безопасности АЭС и ТЭС показывает, что один ГВт установленной мощности АЭС позволяет экономить за год 5,9·10⁶ тонн угля или 2,2·10⁶ тонн мазута, или 2,6·10⁹ м³ газа. При этом предотвращается выброс огромного количества газов, образующихся при сжигании органического топлива, и образование твердых отходов – 8,3·10⁵ тонн/год (уголь). Тепловая станция выбрасывает в атмосферу больше радиоактивности, чем АЭС той же мощности. Экспериментально установлено, что индивидуальные дозы облучения в районе ТЭС превышают аналогичную дозу вблизи АЭС в 5-10 раз.

Показатели воздействия на окружающую среду производителей электроэнергии, использующих различные виды топлива, приведены в таблице 9 [30 – 33].

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Атомная отрасль России не относится к числу главных источников ни по одному из основных показателей загрязнения окружающей среды. Её доля в общепромышленных выбросах составляет 0,6 %, в сбросе загрязненных сточных вод - 4,6 %, в суммарном объеме ежегодно образующихся и накопленных токсичных химических отходов -1,1 %.

Вклад предприятий атомной отрасли в суммарное облучение населения составляет только 0,1 %.

Специфической особенностью АЭС являются выбросы радиоактивных веществ во время эксплуатации. Допустимые выбросы АЭС в атмосферу, установленные регулирующими органами РФ, обуславливают дозу населения 10 мкЗв в год [34]. Фактические выбросы составляют 1-2 % от величины допустимых выбросов, создавая при этом дозы для населения, сопоставимые с колебаниями естественного радиационного фона.

Таблица 9 – Сравнение удельных значений ущерба здоровью населения от вредных выбросов электростанций в атмосферу в натуральных и денежных β показателях на единицу производимой электроэнергии для европейской части РФ

Электростанции	$L/10^6$, год/(кВт·ч)	$N_{х.б}/10^6, 1/(кВт \cdot ч)$	$N_{дн}/10^6, 1/(кВт \cdot ч)$	β , руб/ кВт·ч
Действующие ТЭС: на природном газе на кузнецком угле	0,03	0,01	3	0,03
	0,44	0,14	50	0,50
Проектируемые ТЭС на кузнецком угле	0,20	0,06	20	0,20
АЭС (ВВЭР-1000)	$1,0 \cdot 10^{-4}$	-	-	$3,0 \cdot 10^{-5}$

Приведённое сопоставление позволяет рекомендовать АЭС как надежный, экономичный и экологически наиболее приемлемый энергоисточник для покрытия потребности Республики Беларусь в электроэнергии на ближайшую перспективу.

5 ВОЗМОЖНЫЕ ВАРИАНТЫ РЕАЛИЗАЦИИ ПРОЕКТНОГО РЕШЕНИЯ

Ядерная энергетика – это энергетическая технология, в основе которой лежит использование тепловой энергии, выделяющейся при делении тяжелых ядер урана и плутония. Количество энергии, выделяемой при одном акте деления, составляет около 200 МэВ или $3,2 \cdot 10^{-11}$ Дж. При отвлеченном рассмотрении энергия в 200 МэВ очень мала. Однако с учетом масс участвующих частиц такое количество энергии чрезвычайно велико. Например, для получения тепловой энергии в 1 МВт*день (выработать 1 МВт тепловой энергии или 0,33 МВт электрической энергии в день) требуется затратить всего 1,24 г урана -235. Эквивалентное количество угля, считая его теплоту сгорания 30230 кДж/кг, составило бы 2860 кг/день. Отношение количества угля к урану -235 для производства одного и того же количества энергии равно 2300000:1 [35].

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №							Лист	
			Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата	1588-ПЗ-ОИ4	64

Тепловая энергия, выделяющаяся в активной зоне при реализации управляемой цепной реакции деления тяжелых ядер, теплоносителем переносится в теплообменник, в котором она используется для производства пара, который приводит в действие турбогенератор для производства электричества (по аналогии с тепловыми электростанциями).

Большинство ядерных реакторных установок в мире – это реакторы с водяным теплоносителем (LWR- light water reactor). В данных реакторах для поддержания цепной реакции и передачи тепла из активной зоны реактора используется вода. Она же используется и в качестве замедлителя нейтронов. Существует два типа таких реакторов:

- кипящий водяной реактор ВК (BWR – boiling water reactor);
- реактор с водой под давлением ВВЭР (PWR – pressurized water reactor).

Кроме этого существует два типа реакторов в которых используется другой замедлитель:

- реактор с тяжелой водой под давлением (HWR – pressurized heavy water reactor);
- реактор большой мощности канальный РБМК – в качестве замедлителя используется графит. Данный тип реактора рассматривать не будем, так как в настоящее время их строительство не планируется.

Несмотря на многообразие типов и размеров, существует всего четыре основных категории реакторов:

– **поколение 1** - реакторы этого поколения разработаны в 1950-е и 1960-е годы, и представляют собой видоизмененные и укрупненные ядерные реакторы военного назначения, предназначенные для движения подводных лодок или для производства плутония;

– **поколение 2** - к этой классификации относится подавляющее большинство реакторов, находящихся в промышленной эксплуатации;

– **поколение 3** - в настоящее время реакторы данной категории вводятся в эксплуатацию в некоторых странах, преимущественно в Японии;

– наконец, **поколение 4** - сюда относятся реакторы, которые находятся на стадии разработки и которые планируется внедрить через 20-30 лет.

Поколение 1

Первые реакторы советского дизайна, **ВВЭР 440-230**, принято относить к поколению 1. В этих энергоблоках вода используется для охлаждения, а их конструкция аналогична западному реактору типа PWR. Отсутствие дополнительной системы предупреждения аварий атомных реакторов и системы аварийного охлаждения активной зоны атомного реактора вызывают особое беспокойство.

Поколение 2

Возможно самым печально известным реактором в мире является **РБМК**, относящийся к Поколению 2. Это графитовый ядерный реактор с кипящей водой. Также РБМК называют канальным реактором. Наиболее распространенными являются **реакторы с водой под давлением (PWR)**, которых в мире насчитывается 215. Первоначально конструкция реакторов PWR была разработана для подводных лодок военного образца. По сравнению с остальными реакторами, данный тип имеет небольшие размеры, но и вырабатывает большое количество энергии. Схожими дизайном и историей с PWR обладает российский реактор ВВЭР. В настоящее время есть 53 таких реактора, которые работают в 7 странах Восточной Европы. Третья модификация ВВЭР, тип 1000-320, была существенно изменена, с более высокой мощностью (до 1000 Мвт).

Второй наиболее распространенный тип реакторов - с кипящей водой (BWR) (сейчас в мире действует около 90 таких блоков), который является усовершенство-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

65

ванным PWR. В этом типе предпринята попытка упростить конструкцию и добиться повышения тепловой эффективности. Тем не менее, этот реактор не стал более безопасным. Получился еще более опасный PWR, с большим количеством новых проблем.

Еще одной из наиболее распространенных в настоящее время конструкций является **реактор на тяжелой воде под давлением (PHWR)**. В настоящее время насчитывается 39 реакторов данного типа в семи странах мира. Наиболее ярким представителем является канадский реактор CANDU, топливом для которого служит природный уран, а охлаждение производится за счет тяжелой воды. Защитная оболочка реактора окружена 390 отдельными трубками. Одним из недостатков является то, что в активной зоне присутствует слишком много урана, что приводит к нестабильности активной зоны. Трубы под давлением, содержащие в себе урановые трубки, подвергаются нейтронной бомбардировке. Как показал канадский опыт, уже после 20-ти летней эксплуатации необходимо производить дорогостоящие ремонтные работы.

Поколение 3

Реакторы Поколения 3 называют «усовершенствованными реакторами». Три таких реактора уже функционируют в Японии, большее количество находится в стадии разработки или строительства. В стадии разработки находится около двадцати различных типов реакторов этого поколения (МАГАТЭ 2004, WNO 2004a). Большинство из них являются «эволюционными» моделями, разработанными на базе реакторов второго поколения, с внесенными изменениями, сделанными на основе новаторских подходов. По данным Всемирной ядерной ассоциации, поколение 3 характеризуется следующими пунктами (WNO 2004b):

- стандартизированный проект каждого типа реактора позволяет ускорить процедуру лицензирования, снизить затраты основных средств и продолжительность строительных работ;
- упрощенная и более прочная конструкция, делающая их более простыми в обращении и менее восприимчивыми к сбоям в процессе эксплуатации;
- высокий коэффициент готовности и более длительный период эксплуатации - примерно шестьдесят лет;
- снижение возможности возникновения аварий с расплавлением активной зоны;
- минимальное воздействие на окружающую среду;
- глубокое выгорание топлива для снижения его расхода и количества отходов производства.

В настоящее время есть много разработок третьего поколения, находящихся на разных стадиях реализации. Здесь приведен неполный перечень, указаны наиболее важные примеры, отмеченные Всемирной ядерной ассоциацией (WNO 2004b) и Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ 2004).

Реактор с водой под давлением

Существуют следующие типы дизайнов больших реакторов: APWR (разработчики - компании Mitsubishi и Westinghouse), APWR (японская компания Mitsubishi), EPR (французская компания Framatome ANP), AP-1000 (американская компания Westinghouse), KSNP+ и APR-1400 (корейские компании) и CNP - 1000 (Китайская национальная ядерная корпорация). В России компаниями Атомэнергопроект и Гидропресс разработан усовершенствованный ВВЭР-1000. Основными представителями усовершенствованных малых и средних типов являются AP-600 (американская компания Westinghouse) и ВВЭР-640 (Атомэнергопроект и Гидропресс).

Реактор на кипящей воде

Наиболее крупными усовершенствованными блоками являются ABWR и ABWR- II (совместный проект японских Hitachi и Toshiba, американской General Elec-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

66

tric), BWR 90+ (шведская компания Westinghouse Atom of Sweden), SRW - 1000 (французская Framatome ANP), и ESBWR (американская компания General Electric).

HSBWR и HABWR (разработчик - японская Hitachi) представляют собой усовершенствованные реакторы с кипящей водой малого и среднего размеров.

Три реактора типа ABWR уже функционируют в Японии - два из них были введены в эксплуатацию в 1996 году, третий - в 2004 г. на АЭС Касивазаки Карива.

Тяжеловодный реактор

Реактор ACR - 700 представляет собой эволюционную конструкцию реактора CANDU (Atomic Energy of Canada Limited). Индия разрабатывает AHWR (усовершенствованный тяжеловодный реактор) [36].

5.1 Реактор с водой под давлением ВВЭР (PWR)

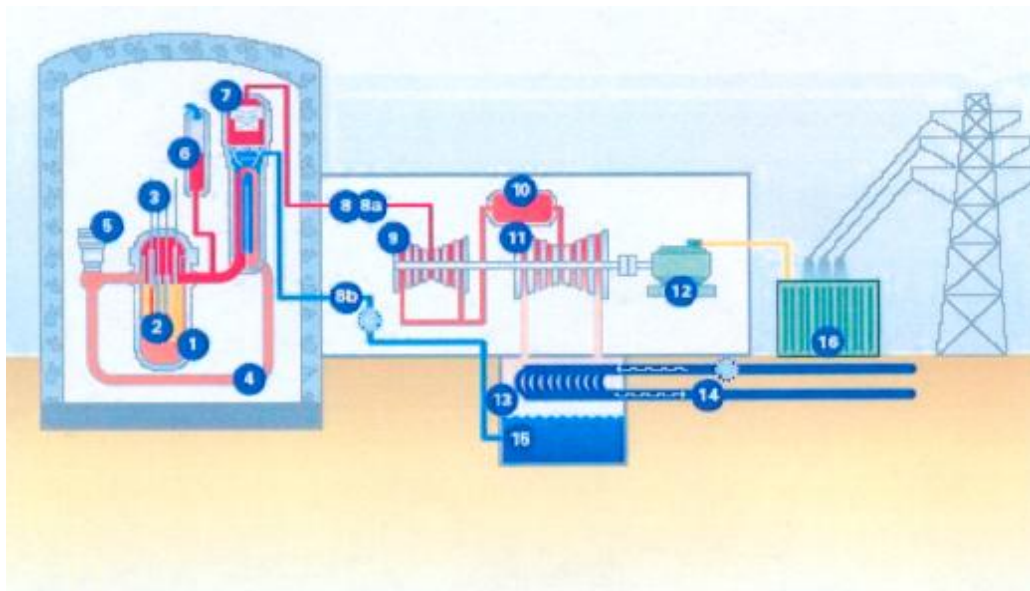
Это наиболее распространенный в мире тип коммерческого энергетического реактора. Около 60 % от эксплуатируемых в настоящее время АЭС используют реакторы данного типа.

В качестве топлива используется диоксид урана UO_2 с обогащением 3-5 % по урану-235, который размещается в трубках из циркония, обычно длиной 3,5-4 м. Вода под давлением выполняет функции замедлителя и как теплоноситель передает в парогенераторе тепло из активной зоны, при этом вода во втором контуре нагревается для производства пара, который используется для привода турбин(ы) (рисунок 3).

Для увеличения точки кипения и обеспечения более эффективной передачи тепла теплоноситель в первом контуре находится под большим давлением (16 МПа). Проходя через активную зону теплоноситель снимает тепло, выделяемое при делении ядер урана-235, и нагревается при этом до температуры 300-330 °С. В парогенераторе он отдает свое тепло теплоносителю второго контура, находящемуся под давлением (7,8 МПа), и насосами подается на вход в активную зону. Теплоноситель второго контура нагревается в парогенераторе до температуры 290 °С и подается в турбогенератор. Тепловой коэффициент полезного действия АЭС ВВЭР – 32-37 %.

Реактор и основное оборудование первого контура размещены в контейнменте, который спроектирован из расчета сохранения целостности при внутреннем воздействии (разрыв трубопровода первого контура или возможный взрыв гремучей смеси, образующейся в процессе эксплуатации реактора) и внешнем воздействии (землетрясение, падение небольшого самолета или террористический акт).

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №							Лист
Изм.	Коп.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата	1588-ПЗ-ОИ4			67



(1) реактор, (2) активная зона, (3) поглощающие стержни, (4) первый контур, (5) главный циркуляционный насос, (6) компенсатор давления, (7) парогенератор, (8) второй контур, (8a) пар для турбины, (8b) вода для парогенераторов, (9) цилиндр высокого давления, (10) пароперегреватель, (11) цилиндр низкого давления, (12) генератор, (13) конденсатор, (14) контур воды охлаждения конденсатора, (15) конденсат, (16) трансформатор.

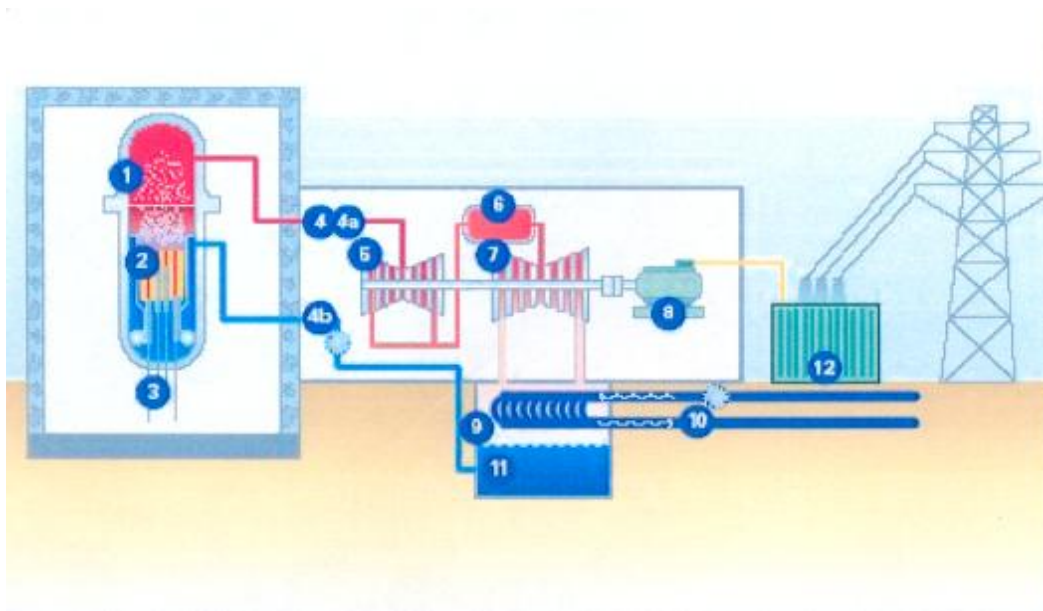
Рисунок 3 – Основные элементы АЭС с реактором с водой под давлением ВВЭР

5.2 Водяной кипящий реактор ВК (BWR)

Реактор ВК – это одноконтурный реактор без парогенератора (рисунок 4), в котором вода циркулирует через активную зону, выполняя функции и замедлителя, и теплоносителя. Снимая тепло, выделяемое в активной зоне, вода нагревается до температуры около 300 °С, закипает и производит пар при давлении примерно 7,0 МПа. Около 10 % воды превращается в пар и передается в паровые турбины. После конденсации вода насосами возвращается в активную зону и завершает цикл циркуляции. Топливо похоже на топливо ВВЭР, но удельная объёмная мощность (энергия на единицу объема активной зоны) на половину меньше, с более низкими температурами и давлениями. Это означает, что для эквивалентного производства тепла корпус реактора ВК больше, чем ВВЭР, но отсутствие парогенератора и более низкие давления систем означают, что защитная оболочка может быть меньше. Существенным недостатком такой ядерной установки является вероятность загрязнения всего контура радиоактивными продуктами деления в случае разгерметизации твэлов и необходимость учета радиоактивного загрязнения внутренних поверхностей контура охлаждения радиоактивными продуктами коррозии при проведении планово-предупредительных ремонтных работ и текущего обслуживания оборудования. При более низких давлениях (7,0 МПа) и температурах тепловой коэффициент полезного действия АЭС ВК 30-35 %.

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата



(1) реактор, (2) активная зона, (3) поглощающие стержни, (4) первый контур, (4a) пар для турбины, (4b) вода для реактора, (5) цилиндр высокого давления, (6) пароперегреватель, (7) цилиндр низкого давления, (8) генератор, (9) конденсатор, (10) контур охлаждающей воды, (11) конденсат, (12) трансформатор.

Рисунок 4 - Основные элементы АЭС с водяным кипящим реактором ВК (BWR)

5.3 Реактор с тяжелой водой под давлением (CANDU)

Реактор CANDU использует оксид дейтерия (в качестве особой формы воды) в качестве теплоносителя и замедлителя. Это позволяет использовать низкообогащенный или естественный уран (UO_2), помещенный в циркониевые трубки в качестве топлива. Конструкция реактора CANDU похожа на реактор ВВЭР, но вместо большого прочного корпуса твэлы помещаются в сотни горизонтальных трубок (каналов) находящихся под рабочим давлением теплоносителя. Трубки охлаждаются тяжелой водой, которая отводит тепло из активной зоны таким же путем, как и в реакторах ВВЭР. Трубки под давлением находятся в большом корпусе или каландре, содержащем отдельный замедлитель из тяжелой воды при низком давлении (рисунок 5).

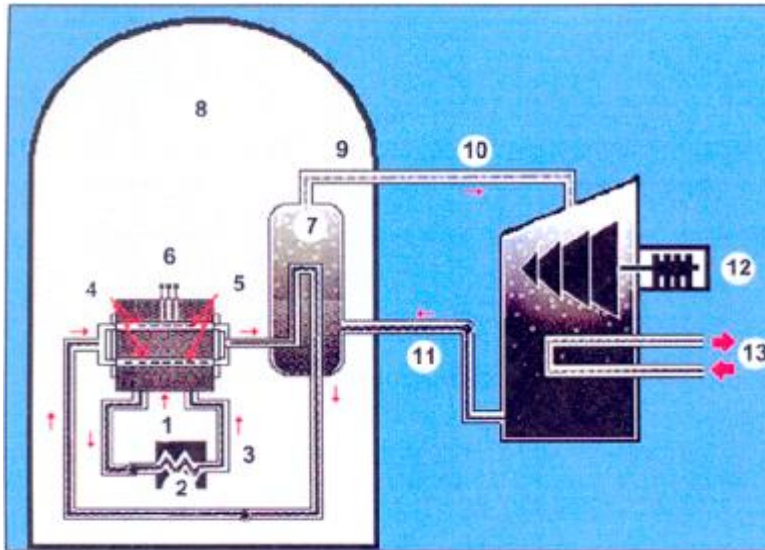
Средняя удельная объемная мощность реактора CANDU равна примерно одной десятой плотности мощности ВВЭР, что обуславливает значительно большие размеры защитной оболочки по сравнению с ВВЭР одинаковой мощности.

Топливо CANDU отличается от топлива ВВЭР и ВК, так как оно намного короче, с несколькими пучками твэлов (обычно 12, 50 см длиной каждый), расположенными конец к концу в канале топлива. Расположение трубки топлива/пучка твэлов означает, что у реакторов CANDU можно менять топливо в процессе эксплуатации (без остановки реактора), что увеличивает коэффициент использования установленной мощности. Первый контур обычно эксплуатируется при давлении 12 МПа и температуре 285 °С, что обеспечивает тепловой коэффициент полезного действия примерно 30 %.

Усовершенствованный реактор CANDU, ACR, это гибридная технология ВВЭР и CANDU. В данном типе реактора используется слегка обогащенное топливо и легкая вода в качестве теплоносителя. Это позволило увеличить плотность мощности и выгорание топлива, что дало возможность уменьшить размеры реактора и уменьшить количество отработавшего топлива, по сравнению с его природным эквивалентом.

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата



(1) реактор, (2) теплообменник, (3) замедлитель, (4) каналы топлива, (5) топливо, (6) управляющие стержни, (7) парогенератор, (8) защитная оболочка, (9) пар, (10) линия пара, (11) насос, (12) турбогенератор, (13) вода для охлаждения конденсатора.

Рисунок 5 - Основные элементы АЭС с реактором с тяжелой водой под давлением (CANDU, типа ACR)

5.4 Сравнение типов реакторов по основным показателям

В таблице 10 приведено сравнение вышеперечисленных типов реакторов.

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №				
			Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок
			Подп.	Дата	1588-ПЗ-ОИ4	
					Лист	70

Таблица 10 - Основные параметры различных типов реакторов

Тип реактора, схема преобразования тепловой энергии	Используемое топливо	Теплоноситель	Рабочее давление, МПа	Температура на выходе из активной зоны, °С	Удельная объёмная мощность по отношению к ВВЭР	КПД, %	Контейнмент	Примечание
ВВЭР (PWR), двухконтурная	Слабообогащенный уран, 3 – 5 % ²³⁵ U	вода	16	300 -330	1,0	32 - 37	да	Второй контур нерадиоактивный. Все оборудование 1 контура защищено контейнментом
ВК (BWR), одноконтурная	Слабообогащенный уран, 3 – 5 % ²³⁵ U	вода	7,0	около 300	0,5	30 - 35	Только реактор	Весь контур радиоактивен. Повышенные дозовые нагрузки при проведении ремонтных работ Увеличенные габариты по отношению к ВВЭР
CANDU, гибридная двухконтурная	Естественный уран	Тяжелая вода	12	285	0,1	30	да	Второй контур нерадиоактивный. Все оборудование 1 контура защищено контейнментом. Увеличенные габариты по отношению к ВВЭР

Как видно из таблицы 10 реакторы ВВЭР имеют ряд преимуществ перед другими типами реакторов:

- наибольшая плотность мощности в активной зоне, и, следовательно, наименьшие габариты на единицу мощности;
- двухконтурная схема АЭС позволяет локализовать все радиоактивное оборудование (первый контур) в объеме защитной оболочки;
- минимальные дозовые нагрузки при проведении ремонтных работ.

Данные преимущества и обусловили широкое использование данного типа реактора при производстве электроэнергии (примерно 60 % мирового производства).

Основными мировыми поставщиками атомных станций с реакторными установками ВВЭР являются Westinghouse-Toshiba (США-Япония), Атомстройэкспорт (Россия), Areva NP (Франция-Германия) (смотри таблицу 11).

Таблица 11 - Проекты реакторов, рассматриваемые для белорусской АЭС

Электр. мощность, МВт	Тип реактора	Модель	Поставщик	Поколение	Веб-сайт
600	PWR	AP -600	Westinghouse-Toshiba	III+	www.ap600.westinghousenuclear.com
1006 1200	PWR	B-428, B-412 B-491	Атомстройэкспорт	III+	www.gidropress.podolsk.ru/energlsh/rashrad_e.html
1100	PWR	AP - 1000	Westinghouse-Toshiba	III+	www.ap1000.westinghousenuclear.com
1660	PWR	EPWR	Areva NP	III+	www.areva-np.com

Данные АС удовлетворяют действующим нормам МАГАТЭ, требованиям EUR, и национальным нормам ядерной и радиационной безопасности. В таблице 12 приведены основные характеристики надежности рассматриваемых атомных станций.

Таблица 12 - Надежность атомных станций

Тип АС	Тяжелые повреждения активной зоны, 1/реактор в год	Частота предельных аварийных выбросов радиоактивности из установки, 1/реактор в год
AP - 600	$< 1,0 \times 10^{-7}$	$< 1,0 \times 10^{-8}$
AP - 1000	$< 2,4 \times 10^{-7}$	$< 3,7 \times 10^{-8}$
АЭС - 2006	$< 5,8 \times 10^{-7}$	$< 1,0 \times 10^{-8}$
EPWR	$< 3,9 \times 10^{-7}$	$< 6,0 \times 10^{-8}$

Из выше названных проектов (таблица 12) в нынешнем веке реализованы:

- проект AP-600 и AP-1000 существует на бумаге, нигде не строится;
- проект EPWR - Франция строит первые АЭС за последние 15 лет в Финляндии и во Франции;
- проект АЭС - 2006. Россия является единственной страной, которая активно ведет строительство АЭС с ВВЭР -1000 за рубежом в течение последних 10 лет: Китай, Индия, Иран, Болгария. Введены в эксплуатацию Ростовская АЭС в 2001 г., Калининская АЭС в 2005, АЭС «Темелин» в 2001 и 2002 гг. «Тяньваньская АЭС» в 2007 г. Ближайший прототип проекта АЭС-2006 сдан в коммерческую эксплуатацию в 2007 году в Китае (2 энергоблока). По российским проектам третьего поколения достраиваются два блока в Индии, начато строительство двух блоков в Болгарии и четы-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

рех в России.

В сентябре 2009 г. подписан протокол о завершении гарантийной эксплуатации второго энергоблока «Тяньваньской АЭС». Оба энергоблока работают стабильно на уровне мощности 1060 МВт, имеют высокие технико-экономические показатели и признаны самыми безопасными АЭС в мире.

Целевые ориентиры проекта АЭС – 2006 приведены в таблице 13 [37].

Таблица 13 - Целевые ориентиры проекта АЭС - 2006

Требуемый качественный и количественный уровень безопасности	активные и пассивные
а) системы безопасности	не более 10^{-5} реактор ⁻¹ × год ⁻¹
б) расчетные значения вероятности тяжелого повреждения активной зоны по всем исходным событиям	менее 10^{-7} реактор × год ⁻¹
б) расчетная вероятность достижения предельного аварийного выброса при запроектной аварии	
Низкая чувствительность к человеческому фактору (ошибки, ошибочные решения персонала)	$5,6 \times 10^{-8}$

6 ОПИСАНИЕ АЭС. ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ СИСТЕМЫ И ТЕХНИЧЕСКИЕ РЕШЕНИЯ

6.1 Основные технико-экономические характеристики АЭС-2006

Основные технико-экономические характеристики АЭС-2006 приведены в таблице 14 [38].

Таблица 14 - Основные технико-экономические характеристики двухблочной АЭС мощностью 2340 МВт

Наименование характеристики		Единица измерения	Величина параметра
1 Общие параметры блока			
1.1	Номинальная тепловая мощность реактора	МВт	3200
1.2	Номинальная электрическая мощность	МВт	Ø 1170
1.3	Эффективное число использования номинальной мощности	час/год	8400
1.4	Срок службы АЭС	лет	50
1.5	Сейсмостойкость		
1.5.1	Максимальное расчетное землетрясение (МРЗ)	g	0,25
1.5.2	Проектное значение (ПЗ)	g	0,12
1.6	Количество ТВС в активной зоне	шт.	163
1.7	Время нахождения топлива в активной зоне	лет	4 - 5
1.8	Глубина выгорания топлива, максимальная	МВт сут/кг U	до 60 (в перспективе до 70)
1.9	Максимальная линейная энергонапряженность твэл	Вт/см	420
2 Основные параметры первого контура			
2.1	Число петель первого контура	шт	4
2.2	Расход теплоносителя через реактор	м ³ /час	85600 ± 2900
2.3	Температура теплоносителя на входе в реактор	°C	298,6 ± 2

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

73

Окончание таблицы 14

Наименование характеристики		Единица измерения	Величина параметра
2.4	Температура теплоносителя на выходе из реактора	$^{\circ}\text{C}$	329 ± 5
2.5	Давление номинальное стационарного режима на выходе из активной зоны (абсолютное)	МПа	$16,2 \pm 0,3$
3 Основные параметры второго контура			
3.1	Турбина		
3.1.1	Частота вращения	1/с	50
3.1.2	Конструктивная схема		2ЦНД+ЦВД+2ЦНД
3.1.3	Номинальное давление пара на входе в турбину	МПа	6,8
3.1.4	Температура питательной воды в номинальном режиме	$^{\circ}\text{C}$	225 ± 5
3.2	Генератор		
3.2.1	Номинальное напряжение	КВ	24
3.2.2	Охлаждение обмотки ротора и сердечника статора		водяное
3.2.3	Охлаждение обмотки статора		водяное
4	Основные характеристики двойной защитной оболочки		
4.1.1	Внутренний диаметр	мм	44000
4.1.2	Толщина	мм	1200
4.1.3	Расчетное давление при проектной аварии	МПа	0,5
4.1.4	Расчетная температура	$^{\circ}\text{C}$	150
4.2	Внешняя оболочка		
4.2.1	Внутренний диаметр	мм	50000
4.2.2	Толщина	мм	800 (600)
4.3	Зазор между оболочками	мм	1800

АЭС – 2006 является эволюционным проектом, основанным на АЭС с серийной реакторной установкой В – 320 (таблица 15).

Таблица 15 – АЭС с РУ В-320 находящиеся в эксплуатации

Страна	АЭС	Число энергоблоков
Россия	Балаково	4
	Калинин	3
	Ростов	1
Украина	Запорожье	6
	Южно-Украинская	3
	Хмельницкая	2
	Ровенская	1
Болгария	Козлодуй	2
Чехия	Темелин	2
	Общее количество	24

На прототипах-энергоблоках АЭС с РУ В-320 наработано более 120 реакторо-лет. В течение этого периода эксплуатации атомных станций в целом были подтверждены заложенные в первоначальный технический проект основные спецификацион-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

74

ные характеристики, надежность и безопасность работы, как систем, так и отдельного оборудования РУ В-320.

По результатам эксплуатации в работе отдельного оборудования или систем РУ были разработаны и внедрены на действующих АЭС мероприятия по повышению надежности и безопасности этого оборудования, так и всей РУ в целом. Эти усовершенствования учтены также на недавно введенных в эксплуатацию АЭС ВВЭР-1000 и в проектах аналогах РУ для АЭС ВВЭР-1000, (АЭС 91, АЭС 92 и АЭС 91/99) которые построены и строятся в настоящее время (Нововоронежская АЭС-2, блок № 5 Балаковской АЭС, АЭС «Куданкулам» в Индии, «Тяньвань» в Китае, «Белене» Болгарии, «Бушер» в Иране). Кроме того, в этих проектах оборудования РУ выполнены конструктивные усовершенствования, которые позволяют повысить безопасность и надежность РУ, улучшить условия обслуживания и эксплуатации основного оборудования.

6.2 Информация о направлениях и состоянии разработок проектов российских АЭС нового поколения

Особенностями проекта АЭС -2006 является новая реакторная установка (РУ) и дополнительные системы безопасности:

- новые свойства РУ;
- система пассивного отвода тепла (СПОТ);
- система сброса и очистки среды из оболочки;
- система охлаждения ловушки расплава топлива (кориума) при запроектной аварии (ЗА).

Проектом предусматривается принцип преодоления проектных аварий и управления запроектными авариями.

При выборе технических решений предпочтение было отдано процессам и конструкциям, которые хорошо изучены и не вызывают сомнений, но при этом их сочетание дает возможность обеспечить качественный скачок относительно уровня безопасности.

Для повышения надежности блока предусмотрены:

- реализация усовершенствованной системы безопасности, обеспечивающей разнопринципные (пассивное и активное) выполнение критических функций безопасности, что позволяет существенно (в 500 – 1000 раз) снизить вероятность тяжелого повреждения активной зоны реактора и одновременно снизить (в 5 – 7 раз) чувствительность АЭС к ошибкам персонала;
- совмещение функций систем нормальной эксплуатации и безопасности с целью снижения вероятности необнаруженного отказа, уменьшения количества оборудования и упрощения систем блока;
- замкнутые системы продувки очистки первого контура и парогенераторов;
- водяная смазка ГЦН и, по возможности, электродвигателя;
- инжекторная установка системы аварийного охлаждения активной зоны и охлаждения бассейна выдержки отработавшего топлива.

Время обеспечения автономности работы станции в случае тяжелой аварии проект систем безопасности ориентирован на обеспечение их функционирования в течение до 72 часов.

В результате анализа вариантов компоновок реакторного отделения с учетом зарубежной практики приняты за основу следующие основные компоновочные решения:

- расположение бассейна выдержки внутри герметичной оболочки;
- верхнее расположение транспортного шлюза в стене герметичной оболочки;

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

75

- наличие в герметичной части реакторного отделения системы охлаждения ко-риума при ЗА;
- разделение герметичного объема на необслуживаемую зону и зону ограничен-ного доступа для обслуживания;
- оболочка двойная цилиндрическая железобетонная с зазором 1,8 – 2,0 м;
- расположение систем важных для безопасности в фундаментной части и в пристройках к оболочке на единой с ней фундаментной плите первой категории сейс-мостойкости;
- размещение основных систем спецводоочитски в реакторном отделении, в блочном исполнении;
- возможность функционирования систем локализации блока при параметрах в защитной оболочке, характерных для ЗА – 0,7 МПа, 200 °С (параметры для ПА – 0,5 МПа, 150 °С).

Перечисленные технические решения показывают их прогрессивность и направ-ленность на достижение более высоких показателей по безопасности, имея ввиду общемировые тенденции.

6.3 Сведения об экспертных заключениях международных конкурсов

Проект АЭС-92 неоднократно подвергался рассмотрению на различных уровнях. Так, например, он был рассмотрен в рамках работы экспертной комиссии Минатома Российской Федерации по сравнению характеристик безопасности проектов АЭС-91 и АЭС-92 в мае 1992, отметившей, что проект АЭС -92 «... отражает общемировые тенденции по совершенствованию безопасности АЭС».

Проект АЭС-92 был рассмотрен также жюри международного Санкт-Петербургского конкурса в мае 1992 г. Жюри отметило: «Проект представляет собой перспективную модернизацию базового проекта, в которую введены усовершенство-ванные технологические системы. Имеется необходимость доработки и обоснование усовершенствованных пассивных систем безопасности и адекватного анализа безо-пасности».

В отчете фирмы EDF по проекту АЭС-92 излагается оценка идеологии и техни-ческих решений по безопасности проекта АЭС-92 и его сравнение с базовым ссылоч-ным проектом EUR (Франция) в части требований по безопасности.

Необходимо отметить, что технические решения, положенные в основу проекта и идеология обеспечения безопасности хорошо согласуются с рекомендаиями меж-дународной конференции по безопасности МАГАТЭ «Стратегия на будущее» 1991 г., а также с рекомендациями международной консультативной группы по безопасности при МАГАТЭ ИНСАГ-3.

Клуб EUR (EUROPEN UTILITY REQUIREMENTS FOR LWR NUCLEAR POWER PLANTS) - специализированный Клуб европейских эксплуатирующих организаций об-разован в конце 1991 года ведущими европейскими эксплуатирующими организация-ми с целью выработки технических требований к новым АЭС с легководными реак-торными установками для дальнейшего развития атомной энергетики в Европе на ба-зе современных представлений о безопасности и экономичности АЭС, которые будут строиться в Европе в XXI веке.

Став действительным членом клуба EUR в декабре 2003 года концерн «Рос-энергоатом», как владелец проекта, направил в EUR заявку на проведение анализа проекта АЭС-92 (НВ АЭС-2) на соответствие европейским требованиям экспертами EUR. Поручителем этого проекта в Клубе EUR после предварительного изучения до-кументации проекта выступила французская компания ЭДФ.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Положительный результат анализа соответствия проекта АЭС-92 (НВ АЭС-2) требованиям EUR означает, что уровень безопасности проекта соответствует наивысшему научно-техническому уровню развитых стран и подтверждает возможность продвижения проекта АЭС – 92 как на внутренний, так и на внешний рынки. Сертификат Клуба EUR выдан 24 апреля 2007 г., подписан Бернаром Роше, Председателем Руководящего комитета EUR.

До получения сертификата в период с 2003 г. по 2006 г. Координационной группой (КГ) EUR была проведена детальная проверка соответствия технических решений проекта АЭС 92 требованиям Европейских эксплуатирующих организаций для Томов 1 и 2 EUR Ревизии С датированной апрелем 2001, которая характеризовалась следующими условиями:

- представительностью в составе КГ экспертов от эксплуатирующих организаций разных стран - членов EUR;
- перекрёстным сравнением ответов разработчиков проектов АЭС-92, ЕРР и АР-1000 на вопросы, касающиеся выполнения наиболее важных требований EUR;
- многоуровневым рассмотрением спорных требований (на КГ, на заседаниях Административной группы и Управляющего комитета EUR).

Анализ соответствия был проведен для каждой главы EUR и состоит из подробного анализа и итогового отчета Тома 3 для проекта АЭС 92.

Не было выявлено ни одного принципиального несоответствия (НОС), способного затруднить процесс лицензирования данного проекта в странах Европы.

Выполненная оценка проекта АЭС-92 показала хороший уровень соответствия проекта АЭС-92 целям и требованиям EUR, в том числе по следующим принципиальным позициям:

- полнота вероятностной оценки безопасности;
- результаты совместных испытаний на системе СПОТ и системе газоудаления;
- срок службы корпуса реактора.

Принципы построения системы отвода остаточных тепловыделений из реактора, Запасы активной зоны: возможность работы с МОХ-топливом при 24-месячном топливном цикле,

Использование сейсмических спектров и грунтовых условий, рекомендуемых EUR.

Вместе с тем были определены некоторые вопросы, проектные решения по которым не в полной мере соответствуют достигнутым в европейской и мировой практике показателям, в том числе:

- сроки строительства;
- цифровые средства АСУТП и компьютеризированный ЧМИ;
- емкость бассейна отработанного топлива;
- продолжительность перегрузки и регулярных остановов на техобслуживание.

Проведенный анализ, включая описание АЭС-92 и другую информацию, на которой он основан, представляет собой итог большой работы, проделанной эксплуатирующими организациями EUR и российскими проектировщиками.

Кроме того, одним из выводов данного анализа явилось определение нескольких позиций, по которым сам документ EUR нуждается в поправках, для того чтобы стать лучше адаптируемым к усовершенствованной российской технологии ВВЭР или возможно нуждается в ревизии по другим причинам.

В конце 90 г.г. Финская кампания ТВО начала подготовку решения парламента о строительстве нового энергоблока. Российская сторона представила проект АЭС с ВВЭР – 1000 (АЭС-91), аналог которого строился в то время в Китае. В настоящее время завершено строительство двух энергоблоков АЭС с ВВЭР – 1000/428 в Китайской народной Республике. В период с 1995 по 1999 годы были проведены эксперти-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

77

зы МАГАТЭ по материалам проекта АЭС с ВВЭР 1000/428 для КНР. Результаты экспертизы представлены в отчетах МАГАТЭ:

- Safety Review Mission Report on Design Features of AES-91 with VVER-1000/428 Reactors for Liaoning NPP, IAEA-RU-5137, 1995;

- Safety Review Mission Report on Resolution of VVER-1000/320 Safety Issues in AES-91 Design, EBR-ASIA-06, 1998;

- Expert Mission to Peer Review Selected Solutions Adopted in the AES-91 Design with VVER-1000/428 Reactors for Tianwan NPP, Systems, EBR-ASIA-24 Limited Distribution, November 26, 1999;

- Expert Mission to Peer Review Selected Solutions Adopted in the AES-91 Design with VVER-1000/428 Reactors for Tianwan NPP, COTAINMENT AND ACCIDENT MANAGEMENT, EBR-ASIA-26 Limited Distribution, November 24, 1999;

- Expert Mission to Peer Review Selected Solutions Adopted in the AES-91 Design with VVER-1000/428 Reactors for Tianwan NPP, COTAINMENT INTEGRITY INCLUDING, LEAK BEFORE BREAK, EBR-ASIA-25 Limited Distribution, November 24, 1999;

- Expert Mission to Peer Review Selected Solutions Adopted in the AES-91 Design with VVER-1000/428 Reactors for Tianwan NPP, Fuel, EBR-ASIA-27 Limited Distribution, November 24, 1999;

- Expert Mission to Peer Review Selected Solutions Adopted in the AES-91 Design with VVER-1000/428 Reactors for Tianwan NPP, PRELIMINARY PROBABILISTIC SAFETY ASSESSMENT FOR INTERNAL INITIATING EVENTS, November 22-30, 1999.

В связи с тем, что финские требования в очередной раз были повышены для достижения передового уровня, пришлось специально дорабатывать проект, и в финских документах проект получил наименование VVER-91/99. Для выполнения финских нормативных и технических требований потребовалась определенная модернизация проекта, реализуемость которой была подтверждена российскими разработчиками и поставщиками реакторного и турбинного оборудования. Технологии, не достаточно отработанные в России для обеспечения экспорта (т.к. требования по референтности определяют длительность эксплуатации предлагаемых компонентов от 3 до 5 лет на АЭС поставщика), такие как цифровые системы контроля и управления АЭС (СКУ АЭС), предполагалось закупать в Германии, Финляндии или третьих странах. По условиям максимальной установленной мощности этот тендер выиграла компания AREVA с проектом мощностью 1700 МВт (э).

В настоящее время все наработки проекта АЭС-91/99 использованы в проекте АЭС-2006 с ВВЭР повышенной мощности, получившем название АЭС-2006 с реакторной установкой В-491. Этот проект подготавливается для следующего тендера в Финляндии и рассматривается в надзорных органах Финляндии (СТУК) для включения в Принципиальное решение Парламента о возможности строительства в Финляндии.

6.4 Описание проекта – аналога АЭС и основные проектные характеристики

6.4.1 Источник проекта и цели

Эксплуатация АЭС с реакторами типа ВВЭР составляет:

- АЭС с ВВЭР-440 более 700 реактор-лет;
- АЭС с ВВЭР-1000 более 300 реактор-лет.

Необходимость проекта нового поколения с реактором типа ВВЭР электрической мощностью 1000 МВт определяется его высокими экономическими характеристиками, а также уровнем ядерной и радиационной безопасности, соответствующим

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №							Лист
Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата	1588-ПЗ-ОИ4			78

внешним международным требованиям. Основной целью создания АЭС нового поколения является создание унифицированного конкурентоспособного проекта АЭС, соответствующего современным требованиям безопасности.

Эта разработка в значительной степени аккумулировала знания ведущих разработчиков и опыт проектирования, изготовления, и эксплуатации АЭС с реакторами ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 в соответствии с международными требованиями.

Проект соответствует всем современным российским требованиям по безопасности, а также рекомендациям МАГАТЭ, международной консультативной группы по безопасности INSAG и др.

Соответствие проекта российским нормативам по безопасности, исходя из действующего в России законодательства, обеспечивается процедурой лицензирования, принятой органом государственного регулирования безопасности России.

Кроме процедуры лицензирования в российских надзорных органах, для подтверждения соответствия принятых решений мировым критериям и требованиям безопасности этот проект был проанализирован ведущими экспертами фирмы EDF (Франция) на соответствие требованиям эксплуатирующих организаций Европы, предъявляемым к АЭС нового поколения с реакторами на легкой воде (EUR). Этот проект был положительно оценен в отношении соответствия основным требованиям EUR.

Главные цели, которые поставили перед собой разработчики проекта, достигаются решением следующих задач:

- а) повышение уровня безопасности за счёт:
 - улучшения характеристик ядерного топлива и основного оборудования реакторной установки;
 - создания усовершенствованных систем безопасности с применением пассивных и активных систем;
 - снижение чувствительности АЭС к ошибкам персонала;
 - повышение надёжности работы оборудования АЭС;
 - максимальное использование опыта создания и эксплуатации блоков с реакторами типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000;
- б) улучшение технико-экономических показателей АЭС посредством:
 - снижения удельных капиталовложений;
 - снижения эксплуатационных затрат;
 - использование эволюционного подхода при принятии технических решений и применяемого оборудования.

Основными отличиями проекта от существующих проектов АЭС с реакторами ВВЭР предыдущих поколений, позволяющими обеспечить решение вышеназванных задач, являются:

- обеспечение быстрого прекращения ядерной реакции в активной зоне за счёт действия двух полностью независимых друг от друга систем воздействия на реактивность;
- обеспечение длительного отвода остаточного тепла и поддержания реактора в безопасном состоянии действием набора активных, а также не требующих вмешательства оператора и подачи энергии извне пассивных систем;
- использование для локализации продуктов аварии двойной защитной оболочки: внутренней - преднапряженной, наружной - монолитной, рассчитанных на широкий спектр внешних и внутренних событий.

В проекте использован эволюционный подход к применению технологий, узлов, систем и опыта в проектировании, изготовлении и эксплуатации предыдущего поколения АЭС с реакторами с водой под давлением.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Нодок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

79

6.4.2 Описание проекта

На рисунке 6 приведен общий вид одноблочной АЭС.

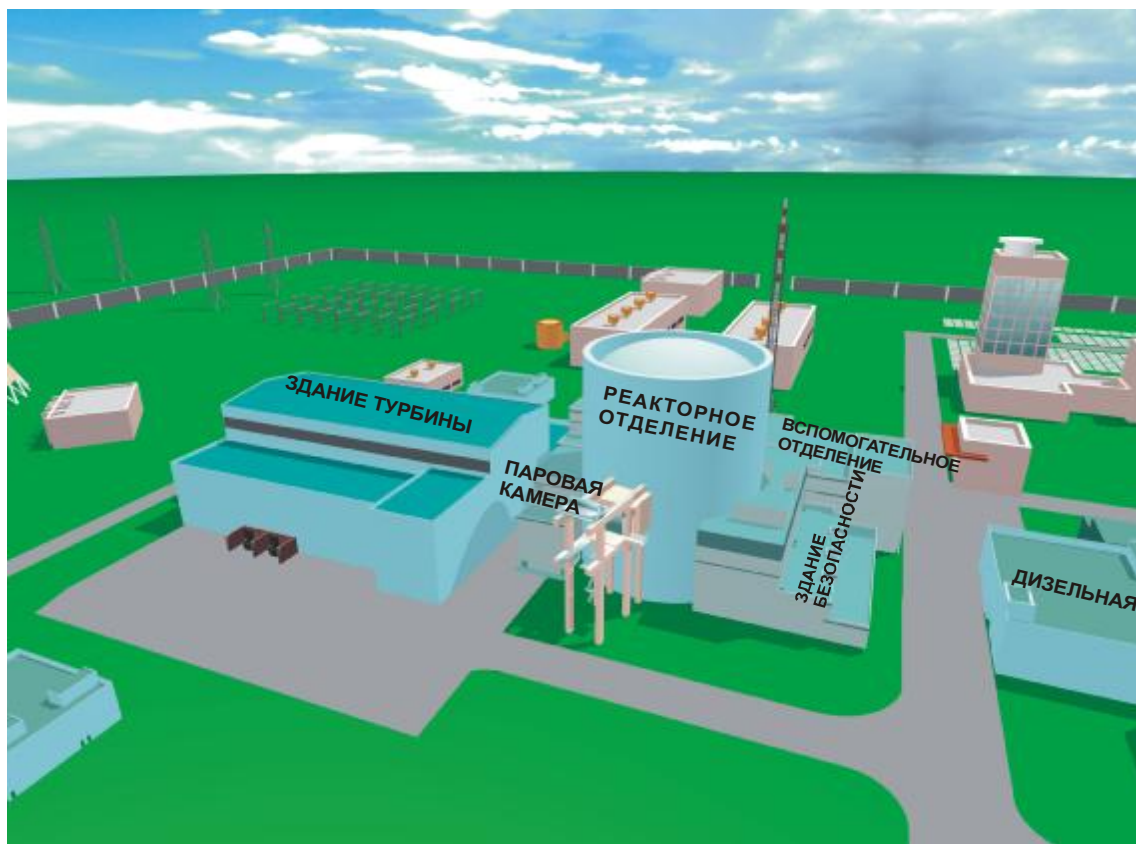


Рисунок 6 – Общий вид одноблочной АЭС

Основной технологический процесс охватывает ядерный остров, неядерный остров (общестанционные здания и сооружения), электротехническую часть производства и теплофикационную часть.

Ядерный остров объединяет основные и вспомогательные технологии преобразования ядерной энергии в тепловую энергию.

Неядерный остров объединяет технологии преобразования тепловой энергии в электрическую энергию.

Электротехническая часть обеспечивает выдачу электроэнергии в энергосистему, а также снабжение АЭС электроэнергией для собственных нужд.

Теплофикационная часть обеспечивает выдачу тепла для потребителей, расположенных в регионе АЭС.

Весь технологический процесс управляется автоматизированной системой управления технологическими процессами (АСУ ТП).

В состав ядерного острова входит ряд зданий и сооружений из которых основные:

– здание реактора, содержащее двойную защитную оболочку, в которой расположена реакторная установка, в состав которой входят:

- 1) реактор;
- 2) парогенераторы;

Инов. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	№ док	Подп.	Дата

3) компенсатор давления;
4) главные циркуляционные насосы и главные циркуляционные трубопроводы;

5) пассивная часть системы аварийного охлаждения активной зоны, так же в защитной оболочке расположено оборудование для операций с ядерным топливом, системы пассивного отвода тепла, система локализации расплава активной зоны и др;

– здание безопасности, содержащее оборудование и трубопроводы системы аварийного охлаждения активной зоны низкого и высокого давления, спринклерной системы, системы аварийного ввода бора, промежуточного контура охлаждения для ответственных потребителей, системы охлаждения топливного бассейна, системы отвода остаточного тепла, системы вакуумной вентиляции пространства между оболочками здания реактора; а также баки запаса борированной воды;

– паровая камера, содержащая оборудование и трубопроводы системы защиты от превышения давления в парогенераторах, системы аварийной подачи питательной воды, а также паропроводы, трубопроводы питательной воды и баки аварийного запаса обессоленной воды;

– здание управления, содержащее оборудование систем автоматики, управления и защиты, системы электроснабжения зоны «строгого» режима, блочный и резервный щиты управления;

– вспомогательный корпус, содержащий оборудование вспомогательных систем первого контура, систем спецводоочистки, системы сбора и хранения радиоактивных вод, вентиляционных систем зоны «строгого» режима, а также установку переработки жидких радиоактивных отходов;

– здание хранилищ свежего топлива и ТРО.

Центральное место в неядерном острове занимает здание турбины, в котором находятся турбоустановка и турбогенератор, а также вспомогательные системы, обеспечивающие их функционирование во всех режимах.

6.5 Принципиальная схема АЭС. Состав основного оборудования

6.5.1 Принципиальная схема АЭС

Функционально все объекты атомной станции делятся на основные объекты и объекты подсобного и обслуживающего назначения.

В состав основных объектов входят:

– основные здания и сооружения энергоблока № 1;
– основные здания и сооружения энергоблока № 2;
– электротехнические сооружения 330 кВ;
– кабельные каналы и тоннели энергоблоков № 1 и № 2 по территории промплощадки;

– эстакады и каналы технологических трубопроводов по промплощадке;

– сооружения технического водоснабжения

Остальные объекты входят в состав объектов подсобного и обслуживающего назначения

В состав основных зданий и сооружений энергоблока входят здания и сооружения ядерного острова и здания и сооружения неядерного (турбинного острова) .

Тепловая схема РУ двухконтурная.

Энергоблок включает в себя реакторную установку и одну турбоустановку.

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

81

Первый контур образует реактор, главный циркуляционный контур, главный циркуляционный насос, трубное пространство парогенератора;

Водоводяной энергетический реактор является реактором корпусного типа, гетерогенный, на тепловых нейтронах. Теплоноситель и замедлитель - вода с использованием раствора борной кислоты как поглотителя. Расчетный срок службы корпуса реактора - 60 лет при расчетном сроке службы атомной станции 50 лет.

В качестве ядерного топлива используется слабообогащенная двуокись урана.

Теплоноситель I контура, проходя через активную зону реактора, нагревается и по главному циркуляционному трубопроводу четырех параллельных циркуляционных петель поступает в трубчатку парогенераторов (ПГ), где он отдает свою энергию во второй контур. От ПГ теплоноситель по главному циркуляционному трубопроводу возвращается в реактор для повторного нагрева. Циркуляция в петлях осуществляется четырьмя главными циркуляционными насосами (ГЦН). Компонка реакторной установки изображена на рисунке 7.

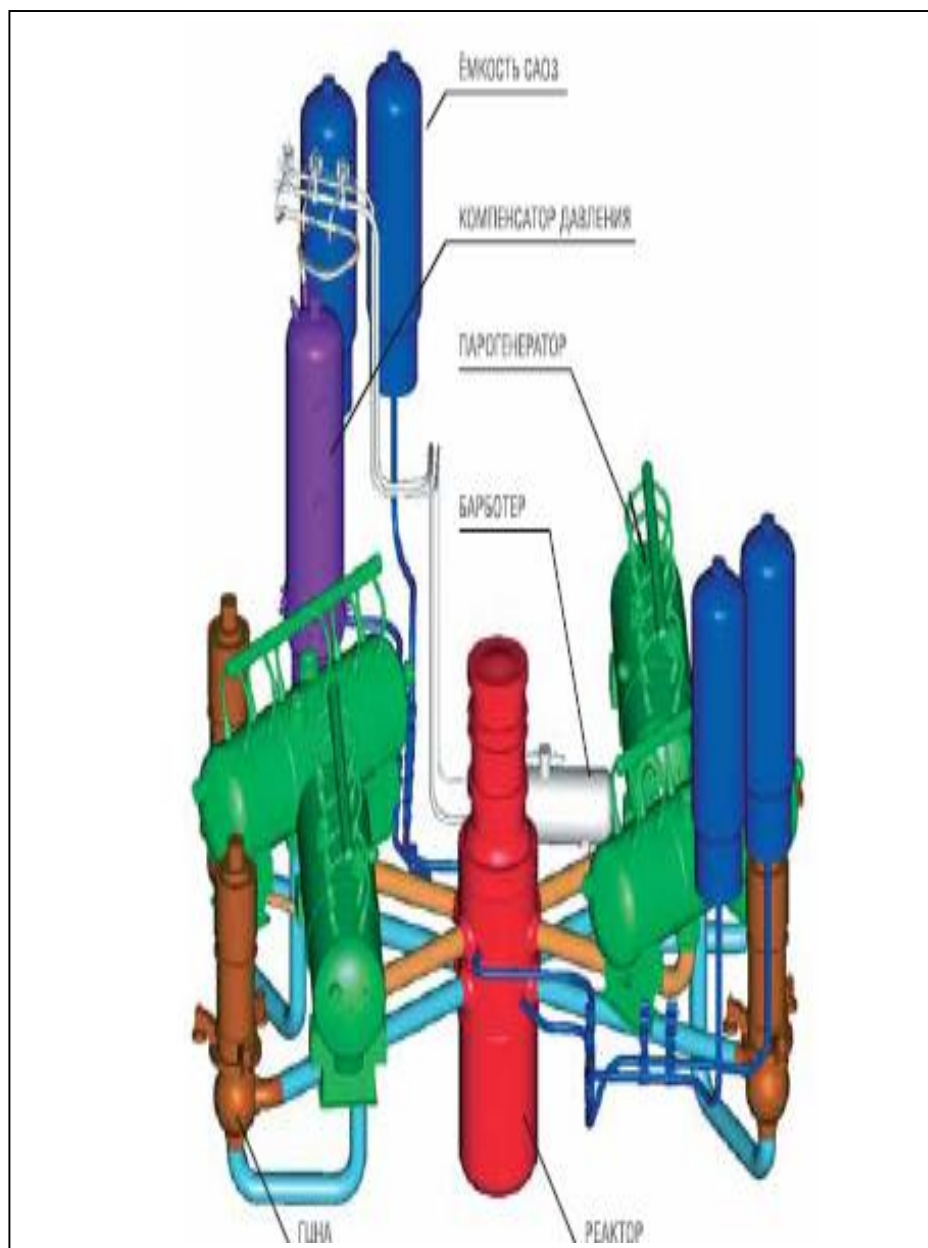


Рисунок 7 - Компонка реакторной установки

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Второй контур - нерадиоактивный. Он состоит из:

- паропроизводительной части парогенераторов;
- паропроводов свежего пара;
- турбины;
- конденсатных насосов;
- системы регенеративных подогревателей;
- деаэратора;
- системы питательных насосов и трубопроводов и в основном относится к неядерному острову. В качестве основных и вспомогательных питательных насосов применяются насосы с электроприводом.

Турбоустановка обеспечивает преобразование тепловой энергии в механическую энергию вращения ротора турбины. Генератор, сидящий на одном валу с ротором турбины, преобразует механическую энергию вращения ротора в электрическую.

Принципиальная технологическая схема энергоблока АЭС-2006 представлена на рисунке 8.

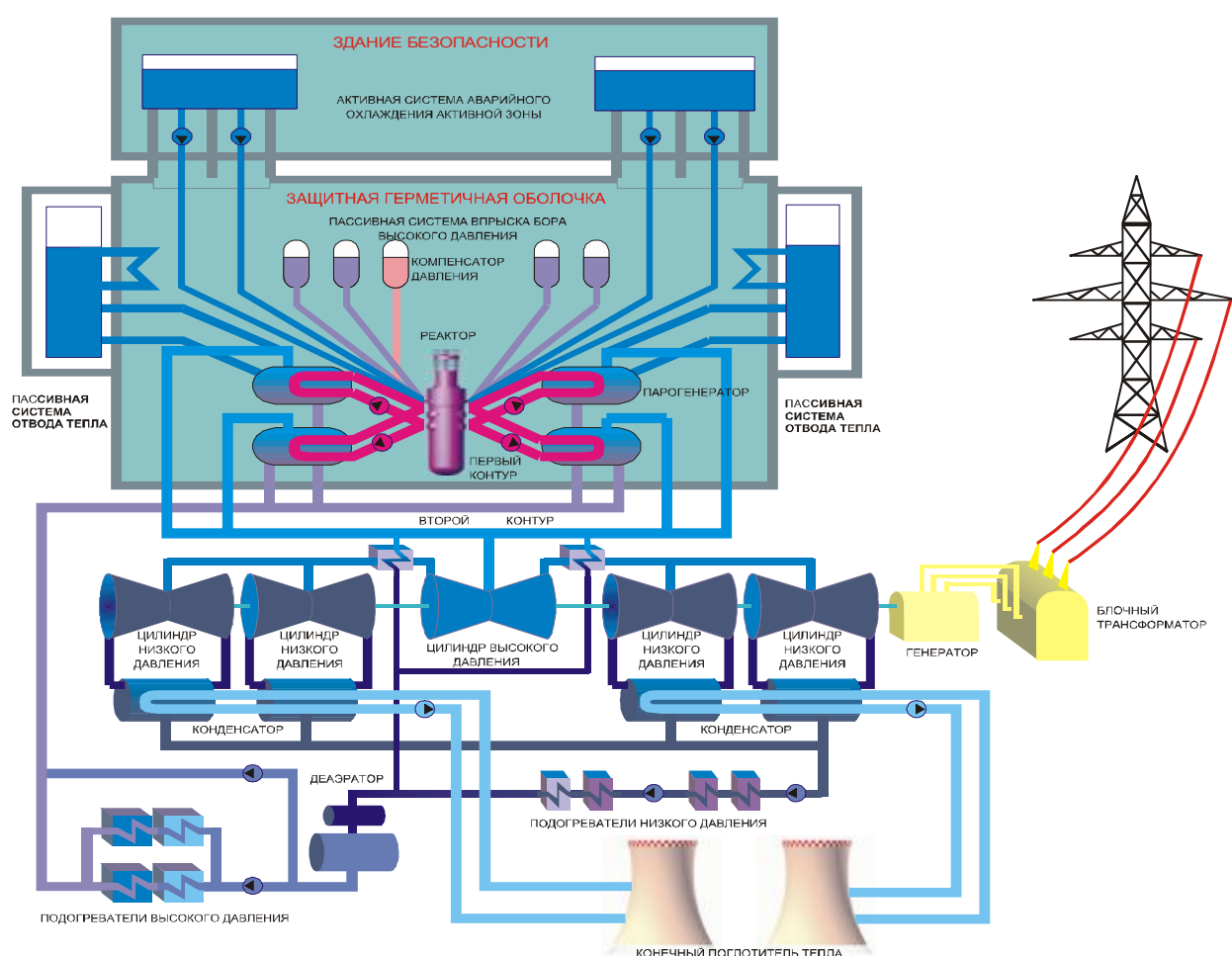


Рисунок 8 - Принципиальная технологическая схема

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	№ док.	Подп.	Дата

6.5.2 Состав основного оборудования АЭС

Перечень основного оборудования АЭС представлен в таблице 16.

Таблица 16 - Перечень основного оборудования

Наименование	Количество
Основное оборудование систем нормальной эксплуатации	
<i>Основное оборудование первого контура</i>	
Реактор В-491	1
ГЦНА-1391	4
Парогенератор ПГВ-1000МКП	4
Компенсатор давления	1
<i>Основное оборудование второго контура</i>	
Турбина типа К-1200-6,8/50	1
Конденсационная установка:	1
- одноходовой двухпоточный конденсатор	4
- система вакуумирования конденсатора:	
основной водоструйный эжектор	4
водоструйный эжектор циркуляционной системы	2
водоструйный эжектор конденсатора пара уплотнений	1
Конденсатные насосы первой ступени	3
Конденсатные насосы второй ступени	3
Сепаратор-пароперегреватель вертикальный, двухступенчатый, жалюзийного типа	4
Питательный электронасос	5
Вспомогательный питательный насос	2
Деаэратор повышенного давления	1
Система смазки турбоагрегата:	
- маслобак	1
- насос системы смазки	2
- насос системы смазки (аварийный)	1
- маслоохладитель	3 (уточняется в проекте)
Система маслоснабжения системы регулирования:	
- маслобак	1
- насос системы регулирования	2

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

84

В основу создания РУ ВВЭР-1200 положен подход эволюционного совершенствования, а также прямого заимствования отработанных и надежных систем и оборудования, проверенных при эксплуатации РУ ВВЭР в составе действующих АЭС. Изготовление основного оборудования РУ предусматривается на российских предприятиях с использованием освоенных технологий.

Материалы для основного оборудования и трубопроводов выбираются в соответствии с требованиями действующих нормативно-технических документов и основываются на долговременном опыте проектирования, изготовления и эксплуатации оборудования РУ ВВЭР с учетом срока службы АЭС 60 лет.

Оборудование РУ рассчитывается для работы в стационарных режимах, а также в режимах регулирования частоты и мощности, предъявляемых к полупиковым энергоблокам.

Оборудование РУ заводского изготовления, является транспортабельным по железным дорогам, автомобильным, морским и речным транспортом.

РУ включает в себя следующие составные части:

- первый контур и связанные с ним системы;
- оборудование шахты реактора;
- второй контур в пределах защитной оболочки и связанные с ним системы;
- транспортно-технологическая часть РУ;
- комплекс систем контроля, управления, регулирования, защит, блокировок, сигнализации и диагностики, формирующих АСУ ТП в части РУ;
- изоляцию тепловую оборудования и трубопроводов РУ;
- элементы закрепления оборудования и трубопроводов от динамических нагрузок;
- оборудование и системы для монтажа и пуско-наладочных работ;
- оборудование для обслуживания и ремонта РУ;
- комплект систем контроля металла оборудования и трубопроводов;
- комплекс систем и средств управления запроектной аварией и ослабления последствий, включая систему улавливания и охлаждения расплава активной зоны.

Основные параметры в номинальном режиме и технические характеристики РУ представлены в таблице 17.

Таблица 17- Основные параметры и технические характеристики РУ

Наименование, размерность	Значение
Мощность тепловая номинальная, МВт	3200*
Паропроизводительность одного ПГ (при температуре питательной воды 225 °С и расходе непрерывной продувки 15 т/ч), т/ч	1600+112***
Расход теплоносителя через реактор в номинальном режиме, м ³ /ч	85600±2900**
Давление номинальное стационарного режима на выходе из активной зоны (абсолютное), МПа	16,2±0,3
Температура теплоносителя в активной зоне в номинальном режиме, °С	298,6 ⁺² ₋₄ ** 329,7±5**
– на входе	
– на выходе	
Давление генерируемого насыщенного пара на выходе из парогенератора при номинальной нагрузке (абсолютное), МПа	7,00±0,10

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

85

Окончание таблицы 17

Наименование, размерность	Значение
Влажность генерируемого пара на выходе из парогенератора в нормальных условиях эксплуатации, % не более	0,2
Максимальная линейная энергонапряженность твэл, Вт/см	420
Температура питательной воды в номинальном режиме, °С	225±5
Время нахождения топлива в активной зоне, год	4-5
Глубина выгорания топлива, максимальная, МВт сут/кг U	До 70
Эффективное время использования установленной мощности в течение года не менее, ч	8400
Количество ТВС в активной зоне, шт.	163
* В процессе разработки проекта на основании результата запланированных НИОКР возможно повышение тепловой мощности РУ до 3300 МВт за счет внедрения турбулизаторов в ТВС, снижения консерватизма расчетных кодов и методик, оптимизации топливного цикла ** Уточняется при разработке технического проекта РУ *** Максимальное отклонение, обусловленное отличием в тепловых мощностях ПГ	

6.6 Компонировка оборудования реакторной установки

Оборудование и трубопроводы РУ, работающие под давлением первого контура, а также участки трубопроводов и систем, которые предназначены для локализации активного теплоносителя при авариях, размещаются внутри двойной защитной оболочки.

Разработка компоновки РУ на первом этапе проектирования проводится в границах внутреннего диаметра защитной оболочки (ЗО), равного 44 м.

Реактор устанавливается в бетонной шахте с биологической защитой. Конструкция нижней части бетонной шахты разрабатывается с учетом проектирования системы улавливания и охлаждения расплава активной зоны за пределами корпуса реактора при тяжелой запроектной аварии.

Компоновкой предусмотрена возможность замены оборудования РУ, вышедшего из строя, включая самое крупное оборудование (за исключением корпуса реактора).

6.6.1 Реактор

Водо-водяной энергетический реактор ВВЭР-1200 является реактором корпусного типа, гетерогенный, на тепловых нейтронах. Теплоноситель и замедлитель - вода с использованием раствора борной кислоты как поглотителя.

В качестве ядерного топлива используется слабо обогащенная двуокись урана в комбинации с оксидом гадолиния.

Корпус реактора - цилиндрический сосуд высокого давления, изготовленный из высокопрочной теплостойкой легированной стали. Внутренняя поверхность корпуса плакирована антикоррозионной наплавкой.

Теплоноситель подается главными циркуляционными насосами через четыре входных патрубка, опускается по кольцевому зазору между корпусом и шахтой актив-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

86

ной зоны и через перфорацию в днище и опорных трубах шахты входит в ТВС. При прохождении через ТВС теплоноситель нагревается за счет реакции деления ядерного топлива. Через перфорацию в нижней плите и обечайке блока защитных труб, которые располагаются над активной зоной, теплоноситель попадает в кольцевой зазор между шахтой и корпусом и через четыре выходных патрубка корпуса выходит из реактора.

Активная зона реактора предназначена для генерирования тепла и передачи его с поверхности тепловыделяющих элементов теплоносителю в течение проектного срока работы без превышения допустимых пределов повреждения ТВЭЛ.

Нейтронно-физические характеристики активной зоны и систем управления реактивностью выбраны в соответствии с исходными проектными требованиями и удовлетворяют требованиям безопасности.

В состав реактора входят:

- корпус ядерного реактора (включая собственно корпус, крышку, кольцо опорное, кольцо упорное, детали главного разъема);
- внутрикорпусные устройства;
- верхний блок с приводами СУЗ;
- активная зона;
- сборки внутриреакторных детекторов;
- устройство контроля протечек главного разъема;
- образцы-свидетели;
- устройство прижимное.

Срок службы корпуса, крышки реактора и ВКУ не менее 60 лет.

Оборудование РУ и активная зона реактора должны также в перспективе обеспечивать возможность работы с межперегрузочным периодом до 24 месяцев.

Реактор размещается в бетонной шахте, имеющей биологическую и тепловую защиты и систему охлаждения.

Опорным буртом корпус реактора опирается и фиксируется на кольце опорном, закрепленном в опорной ферме.

От поперечных смещений реактор удерживается упорным кольцом, устанавливаемым на фланец корпуса, и ограничителями перемещений, устанавливаемыми на площадке блока электроразводок (БЭР).

Упорное кольцо и площадка БЭР крепятся к закладным бетонной шахты.

Закрепление реактора в бетонной шахте на трех уровнях позволяет надежно удерживать его от перемещения при сейсмических воздействиях и при постулированных разрывах трубопроводов.

Охлаждение бетонной шахты, электрооборудования, патрубков системы внутриреакторного контроля и приводов осуществляется воздухом.

Активная зона реактора предназначена для генерирования тепла и передачи его с поверхности тепловыделяющих элементов теплоносителю в течение проектного срока работы без превышения допустимых пределов повреждения ТВЭЛ.

Активная зона одного реактора состоит из 163 тепловыделяющих сборок шестигранного сечения, часть которых содержит органы регулирования и аварийной защиты.

Органы регулирования и защиты (поглощающие стержни) предназначены для быстрого прекращения ядерной реакции в активной зоне, поддержания мощности на заданном уровне и ее перевод с одного уровня на другой, выравнивания поля энерговыделения по высоте активной зоны, предупреждения и подавления ксеноновых колебаний.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

87

Действие внутренних ядерных обратных связей активной зоны направлено на компенсацию быстрых изменений реактивности и ограничение роста мощности.

Коэффициенты реактивности, характеризующие изменение реактивности активной зоны на изменение параметров топлива, теплоносителя, концентрации бора, являются отрицательными в режимах нормальной эксплуатации, в режимах с нарушением условий нормальной эксплуатации и при проектных авариях.

Воздействие на реактивность выполняется двумя независимыми способами: с помощью поглощающих стержней и системой ввода бора. В качестве материала поглощающих стержней применяется $B_4C+(Dy_2O_3TiO_2)$.

Реактор, а также системы контроля и управления, спроектированы таким образом, что возможные колебания в распределении энерговыделения, связанные с ксеноновой нестабильностью, своевременно обнаруживаются и подавляются без превышения проектных пределов для топлива и допустимого уровня мощности.

Конструкция реактора ВВЭР-1200 разработана исходя из опыта проектирования и эксплуатации серии реакторов типа ВВЭР, эксплуатируемых в Российской Федерации, странах СНГ и в дальнем зарубежье.

Проект РУ с ВВЭР-1200 не является новой разработкой, а предусматривает в основном модернизацию реактора и оборудования серийной РУ В-320 с целью повышения уровня безопасности эксплуатации, улучшения технико-экономических, эксплуатационных и маневренных характеристик, и повышения конкурентоспособности РУ и АЭС в целом.

Реактор ВВЭР-1200 имеет, как и реакторы серии ВВЭР-1000, четырех петлевую схему подвода и отвода теплоносителя с двухрядным расположением патрубков Ду 850 на корпусе реактора, проверенные эксплуатацией уплотнение главного разъема, организацию подвода теплоносителя к активной зоне, общую компоновку верхнего блока.

Габаритные размеры и масса корпуса и крышки допускают транспортирование автомобильным, водным и железнодорожным транспортом.

Корпус представляет собой цилиндрический вертикальный сосуд высокого давления, обеспечивающий совместно с крышкой и деталями главного уплотнения герметичное внутрикорпусное пространство. Внутренняя поверхность корпуса покрыта аустенитной наплавкой, защищающей основной металл от коррозионного воздействия теплоносителя и обеспечивающей возможность качественной дезактивации корпуса изнутри. Продольный разрез реактора представлен на рисунке 9.

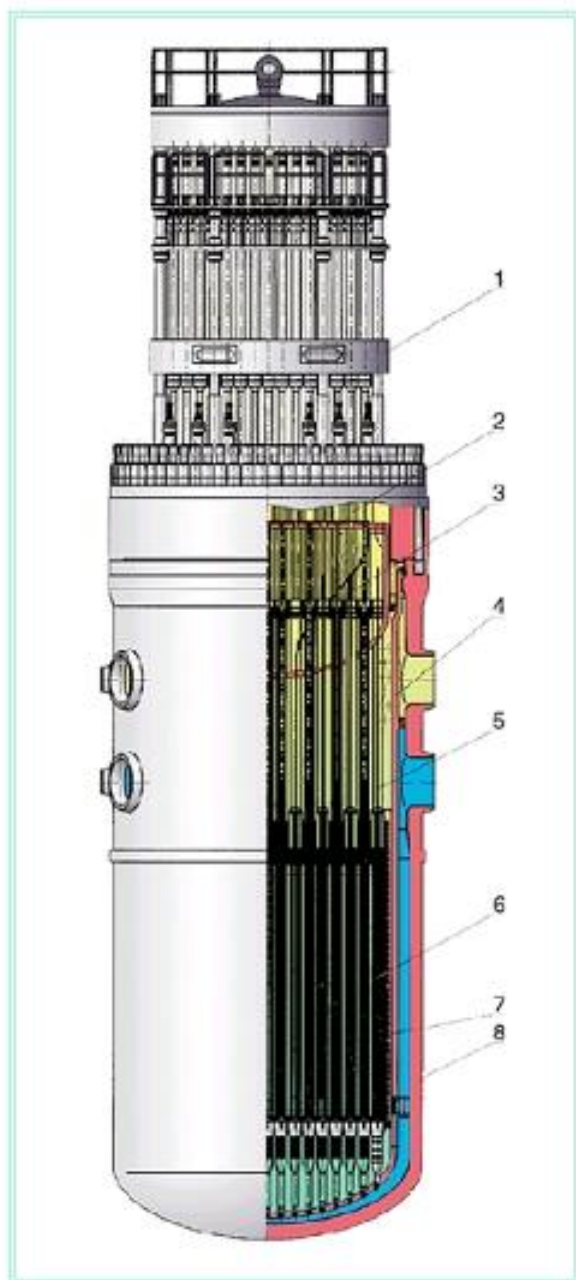
Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

88



- 1 - блок верхний
- 2 - привод ШЭМ-ЗМ
- 3 - каналы датчиков ВРК
- 4 - шахта внутрикорпусная
- 5 - блок защитных труб
- 6 - выгородка
- 7 - сборка тепловыделяющая
- 8 - корпус

Рисунок 9 – Продольный разрез реактора

Длина корпуса увеличена на 300 мм за счет увеличения длины опорной обечайки. Удлинение корпуса реактора позволяет снизить отметку верха активной зоны по отношению к отметке фермы опорной. Это позволяет снизить дозовые нагрузки на персонал, обслуживающий ГЦНА и парогенераторы, так как при работе реактора на мощности (по расчетным оценкам) существенно снижается плотность потока нейтронов в районе опоры реактора при прямом прохождении от активной зоны через корпус (уменьшается почти в два раза) и от «прострела» из зазора между корпусом реактора и теплоизоляцией (уменьшается почти на порядок).

Технология изготовления корпуса не изменяется, так как удлинение выполнено за счет увеличения длины короткой обечайки.

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Снижаются дозовые нагрузки на персонал при обслуживании реактора и ГЦН. Увеличивается объем воды над активной зоной - важный при авариях, связанных с течами теплоносителя из первого контура.

Длина шахты внутрикорпусной в цилиндрической части увеличена на 300 мм.

Изменено расположение отверстий в зоне перфорации цилиндрической части шахты, в целях приведения в соответствие с расположением отверстий на БЗТ.

Увеличение длины соответствует величине удлинения корпуса реактора и преследует те же цели, что и удлинение корпуса.

В выгородке изменены координаты расположения отверстий и диаметры продольных каналов выгородки. Это обеспечивает снижение неравномерности радиационных тепловыделений и температурных напряжений по металлу выгородки, что снижает ее повреждаемость и радиационное распухание металла.

В блоке защитных труб предусмотрены следующие изменения:

- исключены каналы измерения температуры на выходе из тепловыделяющей сборки, т.к. нейтронный и температурный контроль совмещены в одном канале;
- увеличено количество защитных труб, имеющих направляющий каркас для органов регулирования, и соответственно увеличен их диаметр, в связи с увеличением патрубков (СУЗ) с 61 до 121;
- изменена трассировка направляющих труб каналов внутриреакторного контроля, в связи с выводом их в периферийные патрубки.

В верхнем блоке предусмотрены следующие изменения:

- количество патрубков СУЗ увеличено до 121 шт;
- патрубки внутриреакторного контроля вынесены на периферию крышки и легкодоступны для обслуживания;
- общее количество патрубков увеличено с 91 шт. (у верхнего блока серийной РУ В-320) до 141 шт (у верхнего блока РУ Нововоронежской АЭС, блока №5 Балаковской АЭС, АЭС «Куданкулам» в Индии;
- сокращено количество разъемных соединений для выводов внутриреакторного контроля (ВРК) за счет совмещения нейтронного и температурного контроля в одном канале, что упрощает эксплуатацию и повышает надежность;

6.6.2 Активная зона

Активная зона разрабатывается с учетом опыта эксплуатации и работ по совершенствованию топлива реакторов ВВЭР-1000.

Конструкция активной зоны реактора состоит из топливных сборок и органов регулирования СУЗ (до 121). В ТВС настоящей активной зоны дистанционирующие решетки и направляющие каналы изготавливаются из циркония. Повышение экономических показателей достигается за счет организации цикла перегрузок топлива с периодичностью от 10 до 24 месяцев и увеличения глубины выгорания топлива до 70 МВт×сут/кг U.

Для АЭС-2006 на основании анализа различных конструкций ТВС, результатов эксплуатации в качестве прототипа выбрана конструкция ТВС-2М (рис.10), как отвечающая всем требованиям ТЗ на РУ. Основные требования к активной зоне со стороны РУ представлены в таблице 18.

Инов. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

90

Таблица 18 - Основные требования к активной зоне со стороны РУ

Параметры	ВВЭР-1000	ВВЭР-1200*
1 Номинальная тепловая мощность реактора, МВт	3000	3200/3300*
2 КИУМ	0,78	0,92*
3 Давление теплоносителя на выходе из активной зоны, МПа	15,7	16,2
4 Температура теплоносителя на входе в реактор, °С	290	298,6
5 Температура теплоносителя на выходе из реактора, °С	319,6	329,7
6 Максимальный линейный тепловой поток, Вт/см	448	420
7 Топливные циклы	3х350; 3х1,5; 4х1; 5х1	4х1; 3х1,5; 5х1; 2х2*
8 Максимальное выгорание топлива в ТВС, МВт*сут/kgU	68	70*
9. Режимы работы с изменением мощности, макс. Скорость	Базовый режим 3 % Нном /мин	Базовый + маневренный режимы 5 % Нном/мин
10 Количество регулируемых ТВС	61	121
11 Расположение измерительного канала	центральное	вынесенное
12 Максимальное удлинение активной зоны, мм	150	200 - 250
13 Относительное положение нижних концов топлива и ПЭЛ на жестком упоре, мм, номинальное	52,5	0 *

Исходя из целевых показателей, определенных для РУ ВВЭР-1200 в составе энергоблока АЭС-2006, основные требования к активной зоне для ВВЭР-1200 можно сформулировать как обеспечение современного уровня:

- надежности;
- безопасности;
- экономических показателей (КИУМ и т.д.).

Современный уровень надежности обеспечивается выполнением следующих требований к конструкции ТВС и ПС СУЗ:

- использование лучших апробированных технических решений с учетом эволюционного подхода к модернизации;
- применение технических решений, обеспечивающих максимальную унификацию и преемственность по отношению к разработанным ТВС;
- обеспечение разборности конструкции ТВС с возможностью замены дефектных твэлов;
- работоспособность при высоких выгораниях;
- работоспособность в маневренном режиме со скоростью до Нном/мин 5 %;
- работоспособность при повышенных параметрах теплоносителя.

Безопасность активной зоны обеспечивается:

- высокой надежностью конструкции ее элементов;
- высокой геометрической стабильностью элементов конструкции;



Рисунок 10 – ТВС-2М

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Конструкция ТВС-2М обеспечивает возможность максимального удлинения топливного столба (таблица 19). Она также более приспособлена к любым усовершенствованиям, применима для любых внедряемых или планируемых топливных циклов.



Конструкция ТВС-2М (с учетом разработанных решений по снижению ее КГС до уровня УТВС) обеспечивает теплотехническую надежность и повышение мощности РУ. КГС понижается за счет оптимизации геометрии ячеек ДР (рис. 12) без изменения количества ДР и, соответственно, с сохранением изгибной жесткости каркаса.

Таблица 19 - Увеличение загрузки топлива

Реактор	ТВС	Ø таблетки, мм / Ø отверстия, мм	Высота топливного столба, мм	Масса топлива, кг в твэле / в ТВС / в активной зоне /	Процент увеличения, %	Зерно, мкм
ВВЭР-1000	ТВС-2	7,57 1,4	3530	1,575 491,4 80098	-	10
	ТВС-2М	7,6 1,2	3680	1,671 521,3 84973	6,1	10
	ТВС-2М	7,8 0,0	3680	1,805 563,1 91793	-	20-30
ВВЭР-1200	ТВС-1200 I этап	7,6 1,2	3730	1,694 528,4 86128	7,5	10
	ТВС-1200 II этап	7,8 0,0	3730	1,829 570,8 93 040	16,2	20-30
	ТВС-1200 III этап	7,8 0,0	3780	1,854 578,5 94 287	17,7	45-60

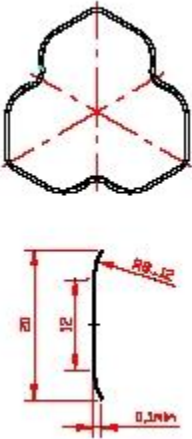
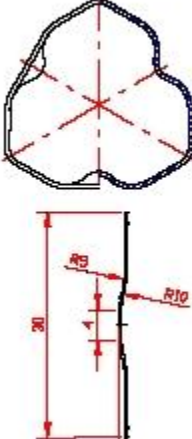
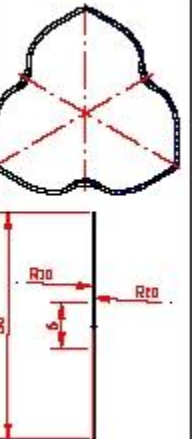
Тип ТВС	УТВС	ТВСА-Альфа	ТВС-2 / ТВС-2М / ТВС АЭС-2006	
			имеется	предлагается
Ячейка ДР				
КГС ДР	0,33	0,41	0,56	0,36+0,4

Рисунок 12 – Ячейки ДР различных типов ТВС

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Конструкция ТВС-2М обеспечивает полную визуальную инспекцию всех периферийных твэлов, в том числе самых нагруженных угловых.

Конструкция ТВС-2М обеспечивает ремонтпригодность без риска утери съемных элементов. При этом не требуются затраты на утилизацию заменяемых элементов (рисунки 13, 14).

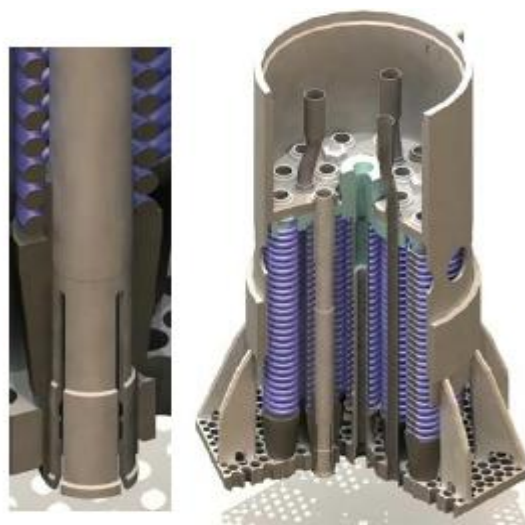


Рисунок 13 – Головка и цанговый узел

Работоспособность и быстросъемность конструкции обоснована не только опытом неоднократных ремонтов на ОАО НЗХК, но и послереакторными исследованиями на шести прототипах (УТВС), имеющих такие же головки.

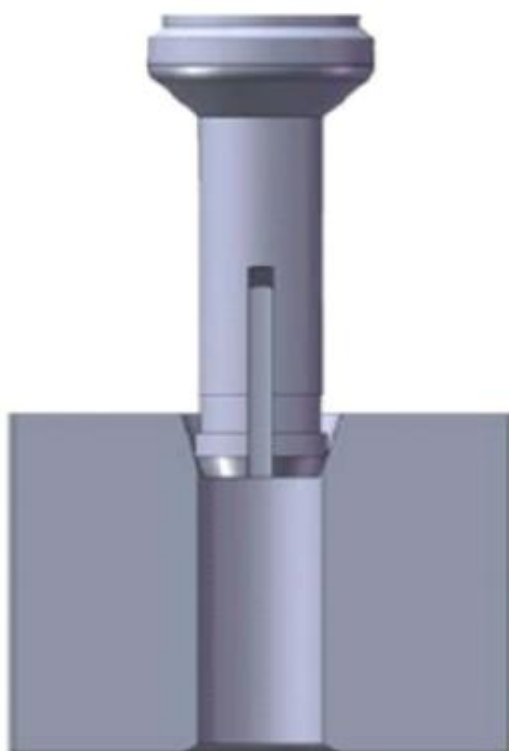


Рисунок 14 – Цанговый узел твэла

Конструкция ТВС-2М имеет достаточное обоснование для аварийных и сейсмических нагрузок, лучше (по сравнению с УТВС) противостоит этим нагрузкам.

Отсутствие "лишних элементов" обеспечивает большую надежность ТВС-2М при перегрузках топлива (на АЭС не отмечено ни одного случая повреждения ТВС-2 и ТВС-2М). Конструкция ТВС-2М обоснована на выполнение ТТО со скоростями до 4 м/мин.

Каркасы ТВС-2 и ТВС-2М обоснованы испытаниями на моделях для режимов быстрого сброса мощности, которые опасны, особенно, для свежих ТВС. При первой загрузке ТВС-2 на 1-м блоке Балаковской АЭС в 2003 году сразу после выхода на

Инов. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	№ док	Подп.	Дата

мощность сработала аварийная защита. Вся партия ТВС-2 выдержала этот режим, последующие осмотры не выявили никаких нарушений, все ТВС отработ свой ресурс.

По результатам эксплуатации ТВС-2 отмечено выпрямление активной зоны и уменьшение межкассетных зазоров до проектных величин (рис.15). По результатам эксплуатации отмечена беспрецедентная надежность конструкции ТВС-2 - всего один отказ за время эксплуатации с 2003 года.

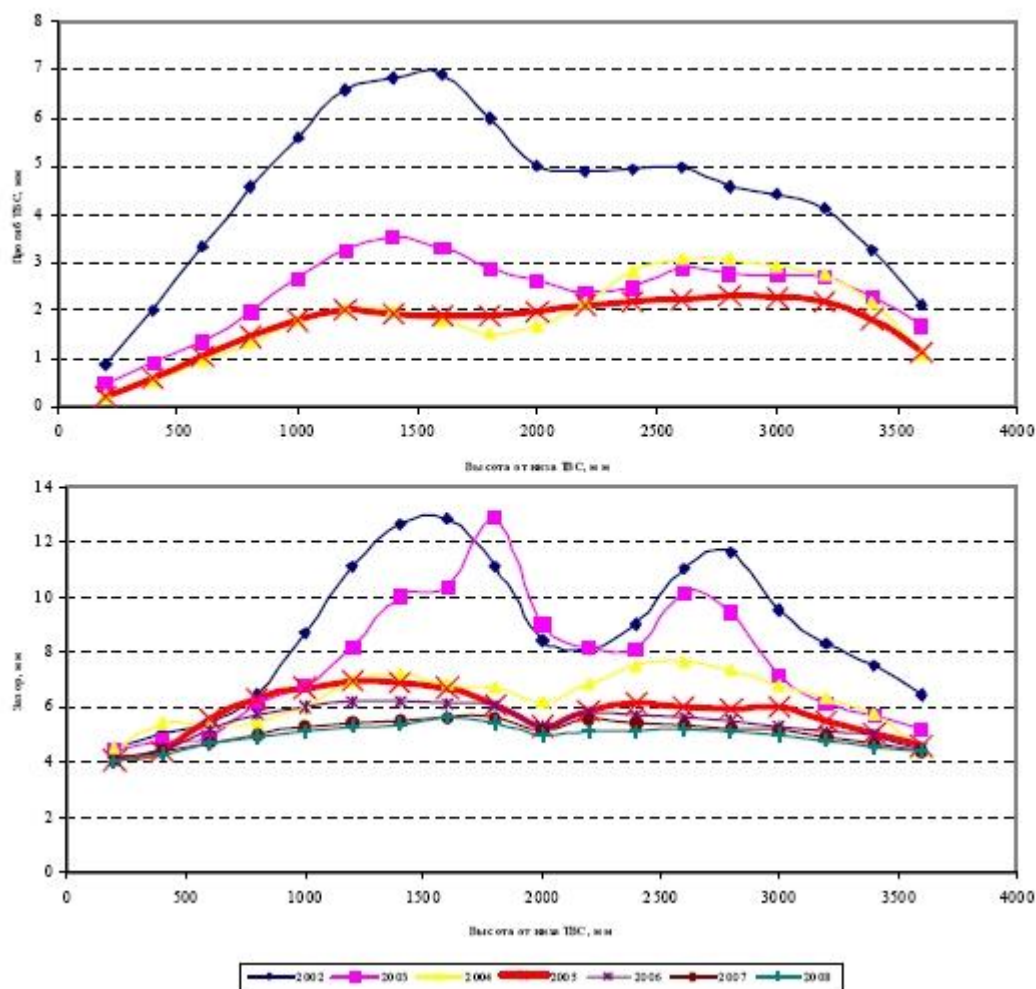


Рисунок 15 – Изменение прогибов и межкассетных зазоров на БЛК-1 при увеличении количества ТВС-2 в зоне

Основные элементы ТВС-2М (головка, хвостовик, НК) признаны наиболее удачными и приняты за основу конструкции ТВС АЭС-2006.

ПС СУЗ РУ АЭС-2006 и его элементы полностью повторяют (кроме длины ПЭЛ и поглотителя) конструкцию ПС СУЗ ВВЭР-1000 (рисунок 16).

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

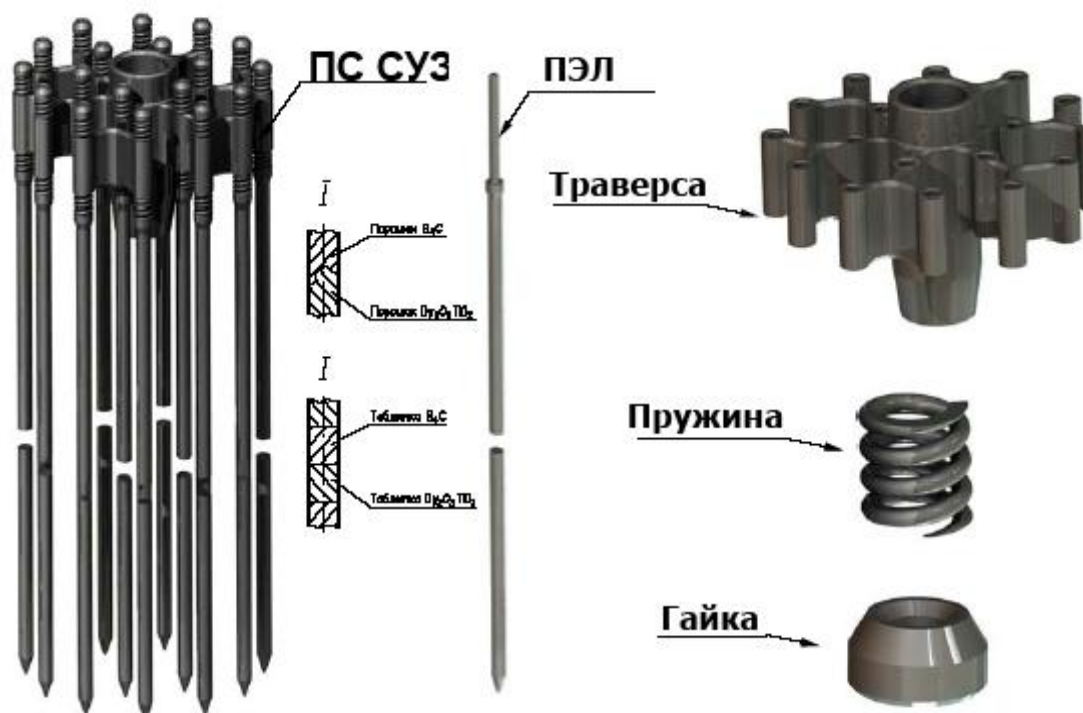


Рисунок 16 – ПС СУЗ

Конструкция хвостовика ТВС-2М позволяет выполнить требование ТЗ на РУ в части перекрытия топливного столба поглотителем при нахождении ПС СУЗ на жестком упоре. Для этого крепление НК выполняется на специальной решетке, что позволяет удлинить их ниже крепления твэлов. Данное решение несколько усложняет технологию, но попутно усиливает (по прочности) конструкцию хвостовика ТВС (рисунок 17).

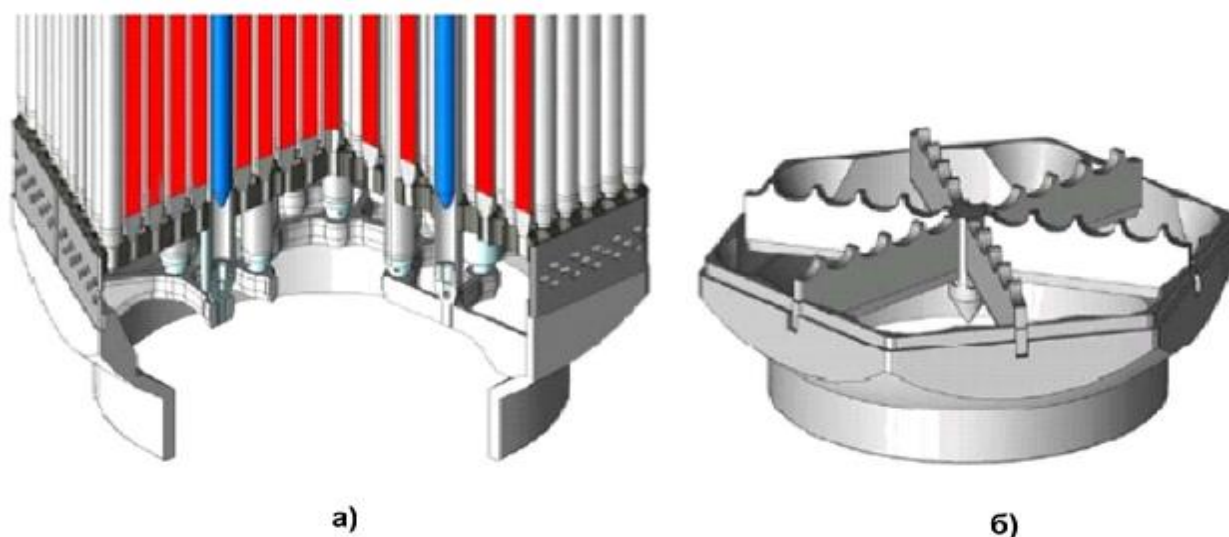


Рисунок 17 – Хвостовик с удлиненным НК а) и штатный хвостовик ТВС-2М б)

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	№ док.	Подп.	Дата

Для реактора ВВЭР-1000 существующий недоход поглотителя до низа активной зоны обоснован расчетами РНЦ КИ и ОКБ ГП. Учитывая тот факт, что для активной зоны РУ АЭС-2006 (с учетом удлинения ПЭЛ) величина перекрытия меньше (по сравнению с ВВЭР-1000), подготовлено решение об использовании в конструкции ТВС АЭС-2006 хвостовика ТВС-2М с последующим выполнением расчетного обоснования.

Сравнительная схема относительного положения топлива и поглотителя для активных зон ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 представлена на рисунке 18.

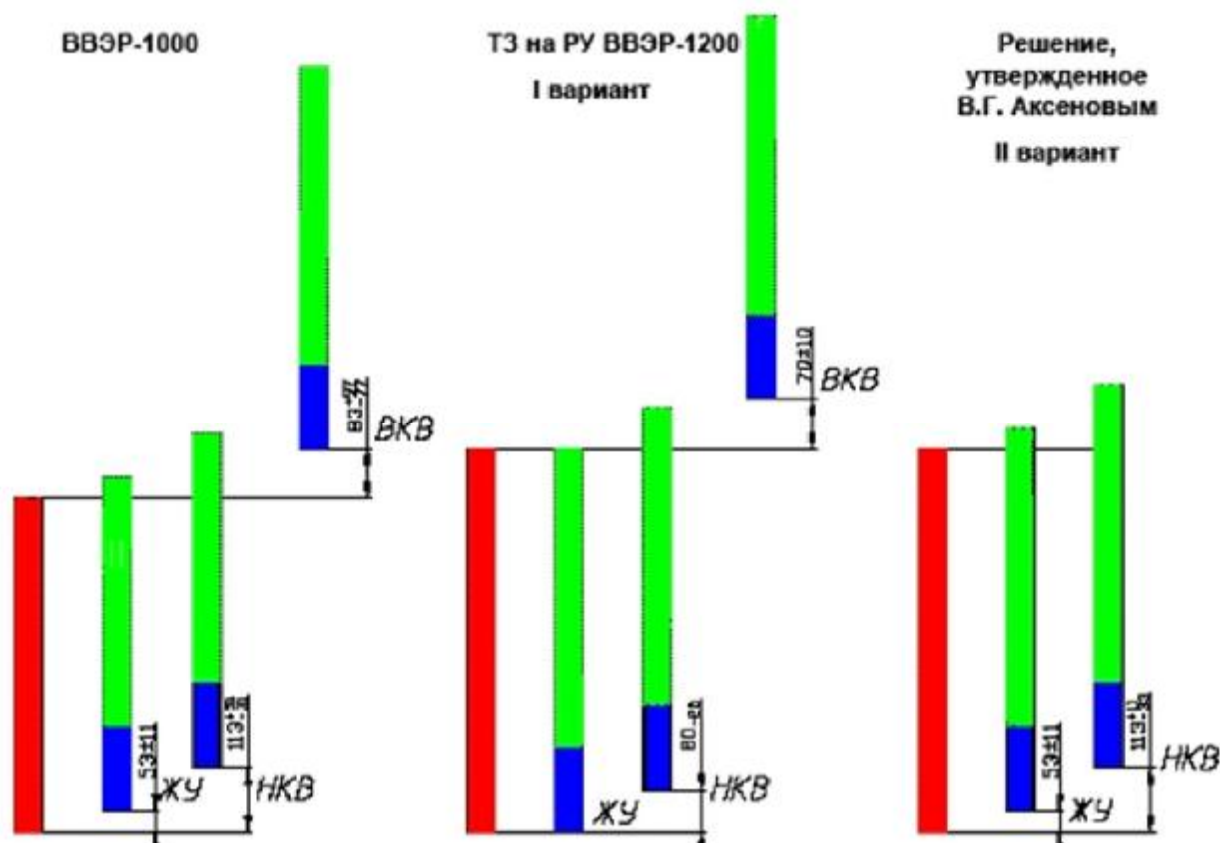


Рисунок 18 - Относительное положение топлива и поглотителя

Для обеспечения требований ТЗ по достаточности эффективности аварийной защиты и поддержания ее в этом состоянии при расхолаживании приблизительно до 100 °С при текущей концентрации бора в воде первого контура в любой момент кампании без одного наиболее эффективного ОР СУЗ количество приводов в активной зоне РУ АЭС-2006 увеличено до 121 шт. (рисунок 19).

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

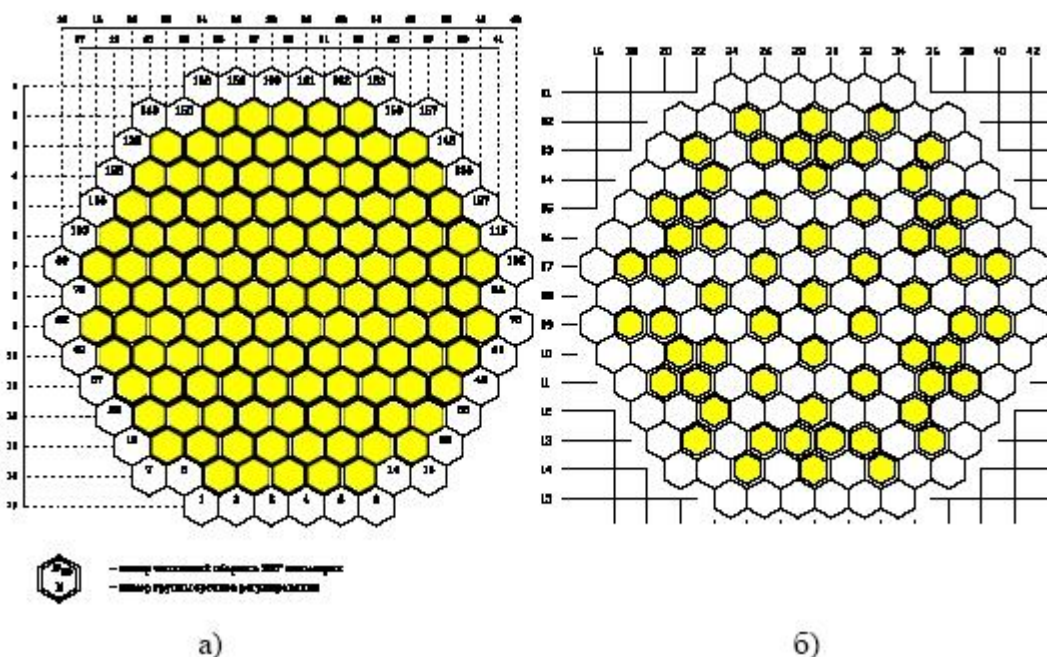


Рисунок 19 – Схемы положения ОР СУЗ для ВВЭР-1200 а) и ВВЭР-1000 б)

Основные этапы разработки элементов активной зоны РУ АЭС-2006 представлены на рисунке 20.

№эт	2007	2008	2009	2012	2015	Цель
0	Основные параметры N=3200 МВт т.ч. 4х1 D=200 мм B=62 МВт сут/т.У t = 7,8/1,2 а=16 мм Прототипы – ТВС-2М, ПЗЛ 2173 НИОКР – обоснование коррозионной стойкости Zr-сплавов	ПОСБ	Техпроект активной зоны			Лицензия на строительство Запуск СБЦД
1	N=3200 МВт т.ч. 5х1 D=200 мм B=62 МВт сут/т.У t = 7,8/1,2 а=25 мм B=70 МВт сут/т.У Маневренность N=100-75-100% V=1%		Базовые конструкции ТВС и ПС СУЗ			Запуск подготовки производства элементов активной зоны
2	N=3300 МВт т.ч. 5х1 D=200 мм B=62 МВт сут/т.У t = 7,8/0,0 а=25 мм B=70 МВт сут/т.У НИОКР – ПРИ опытных ТВС-2 - стандартные испытания ТВС и ПС СУЗ - обоснование материалов и размеров теплоносителя - обоснование коррозионной и радиационной стойкости Zr-сплавов		Маневр. N=100-75-100% V=1-5% турбуляторы	Откорректированный техпроект активной зоны		Повышение мощности, КИУМ
3	N=3300 МВт т.ч. 5х1 D=200-250 мм B=62 МВт сут/т.У t = 7,8/0,0 а=45-60 мм B=70 МВт сут/т.У НИОКР – разработка технологии производства таблеток с зерном 45-60 мм - испытания на МИРFe (газосодержание в топливе, скачки мощности, маневры) - обоснование критериев по топливу		Маневр. N=100-20-100% V=до 5% турбуляторы	Откорректированный техпроект активной зоны		Повышение КИУМ

Рисунок 20 – Этапы разработки элементов активной зоны РУ АЭС-2006

Снижение КГС ТВС позволило разработать для установки в пучке твэл перемешивающие решетки сотовой конструкции, позволяющие организовать как закрутку теплоносителя вокруг твэла (тип "циклон") (рисунок 21), так и межкассетное перемешивание теплоносителя (рисунок 22).

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

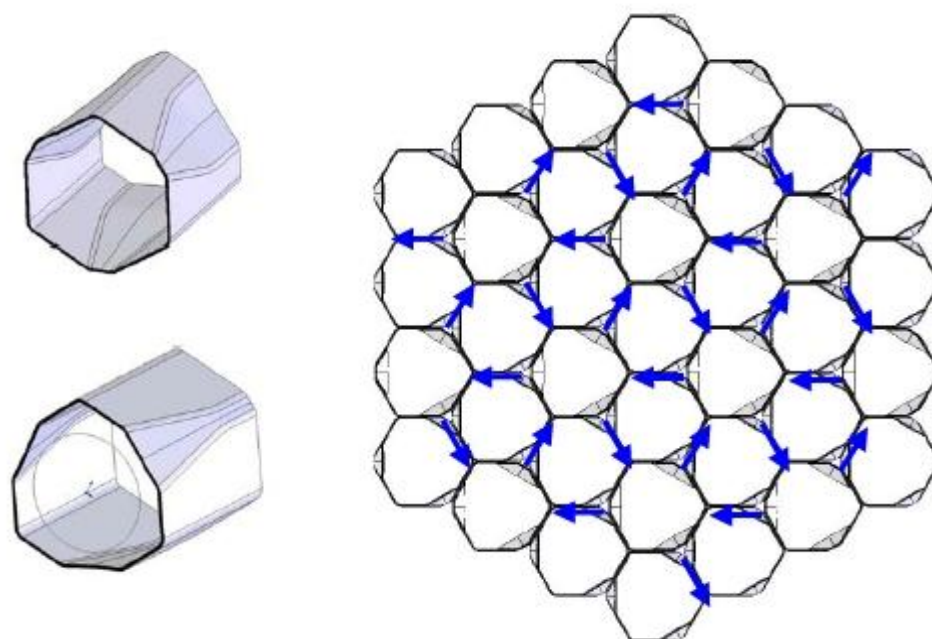


Рис. 21 – Ячейки и фрагмент перемешивающей решетки типа «Циклон»

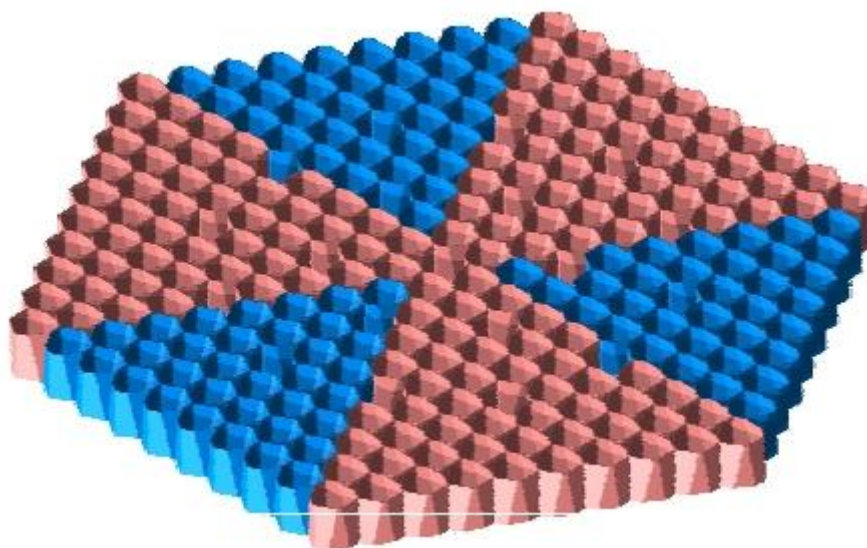


Рисунок 22 – Ячейки и фрагмент перемешивающей решетки типа «Секторная»

Внедрение этих решеток обеспечит повышение КТП и снижение паросодержания в теплоносителе и, в конечном итоге, - возможность повышения мощности реактора. При этом каркас ТВС не препятствует межкассетному перемешиванию теплоносителя. Внедрение перемешивающих решеток предполагается выполнить на этапе повышения мощности до 3300 МВт.

Таким образом, ТВС-2М среди всех ТВС ВВЭР-1000 наиболее соответствует требованиям ТЗ на РУ АЭС-2006. ТВС-2 (ТВС-2М) является наиболее простой, технологичной в производстве и надежной в эксплуатации конструкцией для ВВЭР-1000. Большая степень проработанности конструкции, проекта и положительные результа-

Инов. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

ты эксплуатации позволили разработать ПООБ активной зоны РУ АЭС-2006 на базе ТВС-2М [39].

6.6.3 Приводы

Для РУ применен модернизированный привод СУЗ ШЭМ-3, который является последней модификацией привода ШЭМ и предназначен для замены выработавших срок службы приводов типа ШЭМ на действующих блоках и для применения на всех сооружениях АЭС ВВЭР-1000.

6.6.4 Парогенератор

Для АЭС предлагается парогенератор ПГВ-1000МКП, аналогичный по конструкции ПГВ-1000М референтного блока с коридорной компоновкой трубного пучка со сроком службы 50 лет.

Применение разреженной коридорной компоновки труб в теплообменном пучке позволяет:

- увеличить скорость циркуляции в трубном пучке, что уменьшит вероятность повреждения теплообменных труб из-за снижения скорости роста отложений на теплообменных трубах и концентрирования коррозионно-активных примесей под ними, повысить надежность эксплуатации и срок службы ПГ;

- снизить возможность забивания межтрубного пространства отслоившимся шламом;

- облегчить доступ в межтрубное пространство для инспекции теплообменных труб и их очистки при необходимости;

- увеличить запас воды в парогенераторе;

- увеличить пространство под трубным пучком для облегчения удаления шлама.

При использовании коридорной компоновки трубного пучка гидравлическое сопротивление его будет ниже. При этом минимальный зазор между трубами составляет 6,0 мм, что фактически равно минимальному зазору в шахматной компоновке ПГВ-1000. Это дает основание считать, что выше описанные положительные особенности гидродинамики, исследованные в ПГВ-1000, сохранятся и в данной конструкции при одновременном увеличении скорости циркуляции в трубном пучке.

Референция по парогенератору обеспечивается использованием отдельных проверенных при эксплуатации решений по узлам ПГВ-440 и ПГВ-1000М и сохранением технологии изготовления ПГВ-1000М при соответствующем расчетном обосновании.

Данные парогенераторы используются в сооружаемых в настоящее время АЭС ВВЭР-1000, 1200 (блок № 5 Балаковской АЭС, Нововоронежская АЭС-2, ЛАЭС -2).

Продольный разрез парогенератора представлен на рисунке 23.

Длина корпуса ПГ для ВВЭР-1200 такая же, как у серийного парогенератора ПГВ-1000М, а наружный диаметр увеличен на 200 мм.

Проект ПГ базируется на отечественном опыте разработки, изготовления и эксплуатации горизонтальных ПГ.

Срок службы ПГ равен сроку службы РУ и составляет 60 лет.

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

100

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол. уч.	Лист	№ док.	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист	101
------	-----

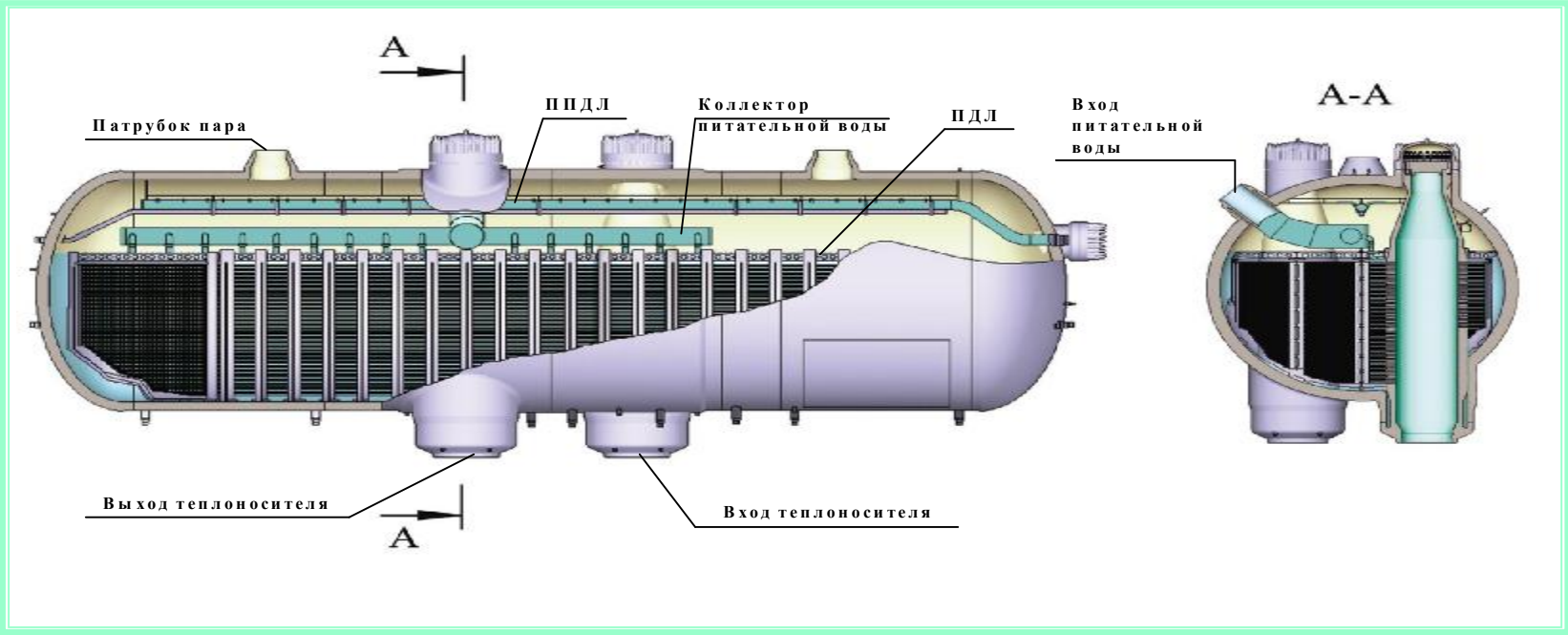


Рисунок 23 – Продольный разрез парогенератора

6.6.5 Главный циркуляционный насосный агрегат (ГЦНА)

Для АЭС используется главный насосный агрегат ГЦНА-1391.

При разработке конструкции ГЦНА-1391 была выполнена модернизация его отдельных узлов, позволившая исключить отказы, характерные для ГЦН-195М, за счет применения следующих конструктивных решений:

ГЦНА-1391 имеет радиально-осевой подшипник на водяной смазке с парой трения в осевом подшипнике с высокими триботехническими характеристиками. Ресурсные испытания агрегата в течение 6130 ч не выявили каких-либо износов в паре трения подшипников. Установка радиально-осевого подшипника на водяной смазке позволила значительно сократить объём масляной системы, выполнить её непосредственно на каждом агрегате и исключить многочисленную отсечную арматуру;

перевод системы запитки блока уплотнения агрегата на пассивный принцип подачи охлаждённой воды первого контура позволил исключить регулируемую арматуру на линии подачи воды в уплотнение, а также исключить зависимость надёжной работы;

уплотнения от подпиточных насосов, неподключённых к аварийным источникам электроснабжения.

Исходя из опыта эксплуатации ГЦН-195М и проведенных экспериментальных работах как по ГЦНА-1391 в целом, так и отдельно по радиально осевому подшипнику и пластинчатой муфте, применение ГЦНА-1391 на блоках ВВЭР-1000 обосновывается следующим:

конструктивная схема, расположение узлов ГЦНА-1391 и ГЦН-195М подобны, что позволяет использовать опыт эксплуатации ГЦН-195М для обоснования надёжности ГЦНА-1391;

проточная часть насоса выполнена в сферическом корпусе с направляющим аппаратом. Поэтому радиальные усилия, действующие на нижний радиальный подшипник не выше, чем в ГЦН-195М. Применение в ГЦНА-1391 аналогичной конструкции и материалов пары трения нижнего радиального подшипника насоса обосновывается его работой в составе ГЦН-195М на АЭС (средняя наработка на отказ которого составляет 70590 ч);

блок уплотнения ГЦНА-1391 полностью соответствует серийному блоку уплотнения ГЦН-195М, средняя наработка на отказ которого составляет 70590 ч, что и обосновывает его надёжную работу в ГЦНА-1391;

узел радиально-осевого подшипника конструктивно выполнен аналогично узлу подшипника ГЦН-195М, с заменой пары трения (в связи с применением водяной смазки). Верхний радиальный подшипник выполнен идентично с нижним радиальным подшипником, что также обосновывает его надёжную работу в составе ГЦНА-1391 на АЭС;

примененная в ГЦНА-1391 пластинчатая муфта успешно прошла испытания в составе его опытного образца. Конструкция пластинчатой муфты была испытана в течение 3000 ч работы на натурных стендах при испытаниях агрегатов. Во время ревизии муфты дефектов не выявлено, что и обусловило ее применение в ГЦНА-1391. Нарботка муфты под номинальной нагрузкой в составе ГЦНА-1391 составила 6130 ч.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

ГЦНА-1391 прошел приемочные испытания под наблюдением специально созданной комиссии, включавшей в себя представителей Генерального конструктора реакторной установки, Генерального проектанта блока АЭС и надзорных органов. Испытания проводились по специальной программе на натурном стенде, позволяющем выполнить проверку работы ГЦНА-1391 при штатных условиях его работы в составе блока АЭС под полной нагрузкой.

ГЦНА-1391 используется в проектах РУ сооружаемых АЭС (Нововоронежская АЭС-2, блок №5 Балаковской АЭС, АЭС «Куданкулам» в Индии, ЛАЭС-2, «Тяньвань», «Белене»). Внешний вид главного циркуляционного агрегата приведен на рисунке 24.



Рис. 24 – Главный циркуляционный агрегат

Инов. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

6.6.6 Референтность основного оборудования турбинной установки

Предлагаемая для АЭС паровая конденсационная турбоустановка К-1000-60/3000 производства ОАО «ЛМЗ» (Санкт-Петербург) с промежуточной сепарацией и одноступенчатым перегревом пара, с рабочей частотой вращения 3000 об/мин предназначена для непосредственного привода генератора переменного тока производства ОАО "Электросила" (Санкт-Петербург), монтируемого на общем фундаменте с турбиной.

Паротурбинная установка включает в себя:

- комплектную паровую турбину с автоматическим регулированием, устройствами контроля и управления, валоповоротным устройством, фундаментными рамами и болтами, клапанами парораспределения, и другими узлами, деталями и устройствами;
- конденсаторы с приемно-сбросными устройствами, пружинными опорами;
- системы маслоснабжения смазки и регулирования (баки, насосы, маслоохладители, насосы гидроподъема и др.);
- оборудование вакуумной системы и системы уплотнений турбины;
- оборудование системы промежуточной сепарации и перегрева пара;
- оборудование системы регенерации;
- трубопроводы пара, конденсата, воды и масла, предназначенные для подключения насосов, подогревателей, эжекторов, маслоохладителей и другого вспомогательного оборудования.

Создание турбины типа К-1000-60/3000 базировалось на использовании длительного опыта ЛМЗ в проектировании, изготовлении и эксплуатации быстроходных турбин ТЭС мощностью 800-1200 МВт.

Используя опыт создания турбины К-1200-240, ЛМЗ выпустил серию турбин мощностью 1000 МВт для АЭС. ЦНД, используемый в турбине К-1000-60/3000, того же типа, что и в турбине К-1200-240 с уникальной титановой лопаткой длиной 1200 мм. В настоящее время три турбины этого типа работают на атомных станциях Украины. Еще три турбины находятся в стадии монтажа на АЭС Украины и России. В производстве на ЛМЗ в настоящее время – 5 турбин 1000 МВт для АЭС с реактором ВВЭР-1000.

Турбина ЛМЗ мощностью 1000 МВт на 3000 об/мин для АЭС по ряду технических решений является уникальной в мировом турбостроении и занимает самые передовые позиции. В данной турбине реализованы отличительные конструктивные решения, на которых основывается концепция завода-изготовителя:

- частота вращения - 50 1/с;
- использование лопаток последних ступеней предельной длины, исходя из современного технического уровня, достигнутого в металлургии и машиностроении. Применена лопатка последней ступени длиной 1200 мм из титанового сплава с цельнофрезерованным бандажом, с торцевым елочным хвостом. В настоящее время в эксплуатации это самые длинные лопатки в мире для быстроходных турбин и единственные, изготавливаемые серийно из титанового сплава;
- применение цельнокованых роторов с полумуфтами. Цельнокованные роторы низкого давления без центрального отверстия на 3000 об/мин, изготавливаемые из слитка 235 т и в чистом виде весящие 72 т. Создание такого ротора обеспечивает повышение надежности работы по сравнению со сварным вариантом благодаря отсутствию сварных швов, высокому качеству материала поковки, дающему возможность обойтись без центрального отверстия вала и снизить уровень напряжений, отработанной технологии изготовления и всесторонней программе контроля;
- применение рабочих лопаток всех ступеней с цельнофрезерованными бан-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

дажами;

- электронно-лучевая сварка отдельных рабочих лопаток в пакеты;
 - демпфирование рабочих лопаток за счет трения в бандажах, исключающее необходимость установки демпферных связей в проточных частях. Данные решения по конструкции рабочих лопаток обеспечивают высокие вибрационную надежность и одновременно экономичность лопаточного аппарата;
 - все коммуникации рабочей среды к ЦВД и ЦНД подводятся только в нижнюю половину корпуса и только с помощью сварки, что исключает протечки и все издержки, связанные с надежностью болтовых соединений, и значительно улучшает ремонтпригодность турбины;
 - применение подшипников для работы с малыми потерями на трение и малочувствительных к расцентровке роторов. Для смазки подшипников и в системе регулирования турбины используется синтетическое огнестойкое масло. Применение огнестойкого масла ОМТИ или аналога ОМТИ значительно повышает пожарную безопасность;
 - устанавливаются регулирующие и стопорные клапаны как перед ЦВД, так и перед ЦНД. Наличие обоих типов клапанов перед ЦНД обеспечивает надежную противоразгонную защиту турбины, актуальную с учетом значительных паровых объемов и наличия влаги в сепараторе-промперегревателе (СПП);
 - для защиты деталей турбины от эрозии осуществляются пассивные и активные мероприятия:
 - цилиндр высокого давления турбины, обоймы и диафрагмы выполнены из нержавеющей стали. Изготовление верхней и нижней половин корпуса ЦВД из нержавеющей стали является большим достижением технологии. Создание корпуса и узлов ЦВД из нержавеющей стали позволяет полностью решить проблему целевой эрозии, требующую значительных затрат на выполнение ремонтных работ в эксплуатации;
 - в ЦВД за каждой ступенью, кроме первой, организованы отборы пара на регенерацию. Это обеспечивает интенсивный отвод влаги из периферийной зоны за рабочими лопатками;
 - бандажи рабочих лопаток ЦВД выполнены с наклонной внутренней поверхностью, обеспечивающей устойчивое течение пленочной влаги и последующий ее вывод с отборным паром;
 - в последней ступени ЦНД реализованы повышенный теплоперепад, увеличенные осевые зазоры и внутриканальная сепарация влаги;
 - система регулирования турбины - электрогидравлическая, с построением электрической части системы регулирования на базе микропроцессорной техники;
 - турбина устанавливается на виброизолированный фундамент.
- Новые технические решения применены и в отношении вспомогательного оборудования турбоустановки.

6.7 Основные критерии и принципы безопасности

6.7.1 Критерии безопасности и проектные пределы

Критерии безопасности и проектные пределы должны быть приняты в соответствии с действующей нормативной документацией, рекомендованной МКРЗ (Международная комиссия по радиологической защите) и рекомендациями МАГАТЭ. Установленные на основании действующих нормативных документов в проекте АЭС-2006 проектные пределы по дозовым нагрузкам приведены в таблице 20 (в соответствии с НРБ-99 РФ и НРБ – 2000 Республики Беларусь).

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

105

Таблица 20 – Проектные пределы по эффективной дозе облучения

Наименование	Эффективная доза, мкЗв/год
Население, нижняя граница при нормальной эксплуатации АЭС	10
Население, верхняя граница	100
Население, критическая группа на границе СЗЗ: на все тело отдельные органы за первый год после аварии	5000 50000
Приемочные критерии при проектных авариях: - при авариях с вероятностью более 10^{-4} событие/год - при авариях с вероятностью менее 10^{-4} событие/год	<1 мЗв/событие <5 мЗв/событие
Население, при запроектных авариях эквивалентная доза облучения критической группы на границе ЗПЗМ: на все тело отдельные органы за первый год после аварии	5000 50000
Персонал (группа А): среднее за год за любые последовательные 5 лет, но не более в год	20000 <50000
Персонал (группа А) при нормальной эксплуатации: - среднее значение - среднее значение коллективной эффективной дозы на один энергоблок 1000 МВт (эл) при ППР и других работах в среднем за весь проектный срок эксплуатации	<5000 0,5 чел.Зв/год
Целевой годовой предел для персонала на БПУ при рассматриваемых в проекте авариях	25000
- В НРБ 2000 в отличие от НРБ-99 (РФ) отсутствует деление персонала АЭС на категории А и Б.	

При нормальной эксплуатации и нарушении нормальной эксплуатации годовой жидкий сброс радионуклидов с энергоблока в окружающую среду (за исключением трития), годовой аэрозольный выброс инертных газов, аэрозолей и изотопов йода должны соответствовать требованиям «санитарных правил проектирования и эксплуатации атомных станций» СП АС-03 с учетом рекомендаций EUR.

С целью предотвращения ядерной аварии в проекте должны быть соблюдены критерии ядерной безопасности, при которых:

- обеспечены контроль и управление активной зоной реактора;
- исключена локальная критичность при перегрузке, транспортировке и хранении ядерного топлива;
- обеспечено охлаждение твэлов.

Значения эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации, установленные действующими нормами и правилами, приведены в таблице 21.

Таблица 21 – Эксплуатационные пределы и пределы безопасности

Наименование	Значение
Допустимое количество твэлов с повреждениями типа «газовая неплотность»: - эксплуатационный предел - предел безопасной эксплуатации	0,2 % твэлов 1,0 % твэлов
Допустимое количество твэлов с прямым контактом топлива и теплоносителя: - эксплуатационный предел - предел безопасной эксплуатации	0,02 % твэлов 0,1 % твэлов

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

106

Окончание таблицы 21

Наименование	Значение
Температура оболочек твэлов	< 1200 °C
Локальная глубина окисления оболочек твэлов	< 18 %
Доля прореагировавшего циркония в % его массы в оболочках твэлов	< 1 %
Количество поврежденных твэл в активной зоне для проектных аварий: - с вероятностью более 10^{-4} одна/в год - с вероятностью менее 10^{-4} одна/ в год	< 1 % < 10 %
Расчетные значения суммарной вероятности тяжелой запроектной аварии по всем исходным событиям, 1/реакт.год	< 10^{-6}

В таблице 22 приведены значения по необходимым резервам времени для надежного выполнения корректирующих действий. Эти ориентиры должны быть использованы для анализа и обоснования мер управления запроектными авариями.

Таблица 22 - Необходимые резервы времени

Характеристика корректирующих действий	Запас времени, (час)
1 Действия оперативного персонала на БПУ, не менее	0,5
2 Действия оперативного персонала с резервных постов управления (РПУ) и по месту размещения специальных средств (кабельные перемычки, приводы арматуры и т.д.), не менее	1
3 Действия персонала АЭС с использованием переносного оборудования, не менее	6
4 Оказание внешней помощи, не менее	24

Указанные ориентиры установлены с консервативными запасами на базе опыта эксплуатации стационарных и транспортных энергоустановок и с учетом рекомендаций МАГАТЭ.

6.7.2 Цели обеспечения радиационной безопасности

Общей целью является обеспечение радиационной безопасности и защиты персонала, населения и окружающей среды от радиационной опасности путем использования на АЭС эффективных технических и организационных защитных мер.

Достижение общей цели обеспечивается управлением безопасностью на всех этапах жизненного цикла АЭС, при всех ее эксплуатационных состояниях через реализацию цели радиационной защиты и технической цели безопасности.

Целью радиационной защиты является ограничение доз облучения персонала, населения и выхода радиоактивных веществ в окружающую среду в условиях нормальной эксплуатации энергоблока, проектных авариях, запроектных авариях.

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

107

При нормальной эксплуатации ограничение доз облучения персонала, населения и выхода радиоактивных веществ в окружающую среду должно быть ниже установленных пределов на разумно достижимом социально и экономически оправданном низком уровне, подтвержденном опытом эксплуатации действующих отечественных энергоблоков АЭС с ВВЭР и зарубежных энергоблоков АЭС с реактором PWR (принцип ALARA – обеспечение поддержания облучения на разумно достижимом низком уровне).

При проектных авариях ограничение доз облучения персонала, населения и выхода радиоактивных веществ в окружающую среду должно быть ниже пределов доз для населения, регламентированных НТД при авариях, за счет работы защитных и локализирующих систем в проектных режимах.

В сочетании с вероятностными целевыми показателями, при запроектных авариях должно быть обеспечено ограничение последствий аварий с тяжелым повреждением активной зоны в целях защиты населения, расчетный радиус зоны экстренной эвакуации и длительного отселения не должен превышать 800 м, что исключает необходимость экстренной эвакуации и длительного отселения населения. Радиус зоны, в пределах которой возможно введение защитных мер для населения после завершения ранней стадии аварии, не должен превышать 3 км (йодная профилактика, укрытие и т.п). Определение указанных радиусов зон необходимо осуществлять для наихудшей погоды.

Размеры границы зоны планирования защитных мероприятий устанавливаются в проекте конкретной АЭС с учетом характеристик района размещения площадки.

Цель обеспечения радиационной безопасности в проекте должна быть достигнута путем разработки инженерных и организационных средств обеспечения мероприятий, направленных на предотвращение аварий, ограничения их радиологических последствий, обеспечения «практической невозможности» аварии с большими радиологическими последствиями.

Термин «практическая невозможность» означает, что вероятности таких событий ниже значений $1,0 \times 10^{-7}$ на один год эксплуатации энергоблока.

Радиационная безопасность должна быть достигнута перечисленными ниже инженерными, организационными средствами и мероприятиями:

- высокой надежностью оборудования, в том числе усовершенствованного с учетом опыта эксплуатации АЭС с реакторами ВВЭР при внедрении альтернативных решений, проверенных эксплуатацией ядерных энергоустановок различного типа с предотвращением имевших место отказов;
- низкой частотой исходных событий, нарушающих нормальную эксплуатацию;
- вероятностью тяжелого повреждения активной зоны, в том числе на остановленном реакторе, менее 10^{-5} (ОПБ-88/97) на реактор в год;
- вероятностью возникновения уровня радиационного фактора (уровня вмешательства), при превышении которого следует проводить мероприятия по эвакуации населения за пределы зоны с радиусом 800 м, менее 10^{-7} на реактор в год;
- повышением резервов времени для персонала по управлению запроектными авариями, в течение которого обеспечены проектные характеристики защитных барьеров;
- защитой от отказов по общей причине и ошибок персонала;
- «практической невозможности» таких событий, как:
 - вторичная критичность расплава;
 - тяжелая авария с нелокализуемым байпасом защитной оболочки;
 - тяжелая авария при высоком давлении в системе «реактор защитная оболочка»;

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	№ док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

- тяжелая авария с отказом защитной оболочки после сведения аварийного процесса к «сценариям низкого давления».

6.7.3 Основные принципы и проектные основы систем безопасности

При разработке систем безопасности [40 – 43] должна решаться задача их надежного функционирования с учетом следующих типов потенциально возможных отказов:

- исходное событие аварии, включая возможные зависимые отказы;
- независимый от исходного события единичный отказ или ошибка персонала;
- длительный необнаруженный отказ;
- отказ по общей причине.

В качестве проектных исходных событий при разработке СБ должны рассматриваться отказы и нарушения, вызывающие:

- ввод положительной реактивности;
- нарушение теплоотвода;
- разгерметизацию трубопроводов первого и второго контуров;
- нарушения при перегрузке топлива и ремонтах и др.

В режиме полного обесточивания на АЭС (blackout) проект должен обеспечить выполнение функций безопасности, необходимых и достаточных для того, чтобы, по крайней мере, в течение 24 часов предотвращать переход в стадию тяжелой аварии.

Должны учитываться единичные ошибки персонала при управлении с БПУ или при обслуживании систем и оборудования, которые могут вызвать нарушения, (исходные события), указанные выше (кроме внешних воздействий). Проект должен обеспечивать низкую чувствительность к ошибкам и/или ошибочным решениям оперативного персонала.

Исходные события учитываются применительно ко всем состояниям энергоблока, включая состояния при остановленном реакторе.

По характеру выполняемых функций системы безопасности разделяются на защитные, локализующие, обеспечивающие, управляющие.

С учетом изложенного СБ по составу технологий и структуре построения должна иметь следующую конфигурацию:

- СБ должна включать в свой состав каналы (элементы) активного и пассивного принципа действия в отношении основных функций безопасности;
- действия активных и пассивных каналов (элементов) СБ должны рассматриваться совокупно как при ПА, так и при ЗА; при обосновании безопасности должен быть учтен вклад от всех элементов СБ;
- с целью обеспечения функционального и экономического преимуществ целесообразно реализовать принцип совмещения функций нормальной эксплуатации (НЭ) и безопасности одними и теми же активными механизмами;
- структурное построение активных и пассивных каналов систем безопасности должно быть подчинено целям достижения оптимальных характеристик как в отношении функциональных свойств, так и в части обеспечения минимальной стоимости.

Целью нового проекта АЭС ставилось не только соблюдение основных критериев и принципов, вытекающих из действующих на сегодня нормативных документов по обеспечению безопасности АЭС при проектировании, строительстве и эксплуатации. К существующей нормативной базе был добавлен ряд таких требований, как:

- рекомендации международной консультативной группы ИНСАГ;
- рекомендации МАГАТЭ для новых поколений реакторов;
- решения международных конференций безопасности.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

109

Решающее значение для создания АЭС нового поколения приобрел этап проектирования технологий на основе эволюционного пути, когда наряду с научно-техническим изучением проблем используется опыт эксплуатации, вероятностный анализ безопасности (ВАБ), а также результаты исследования надежности, особенно с точки зрения управления тяжелыми авариями с целью решающего сокращения выброса радиоактивности в окружающую среду. С учетом изложенного были определены главные характеристики, относящиеся к целям безопасности:

- предотвращение отклонений от нормальной эксплуатации, которые требуют вмешательства систем безопасности. Предпочтительны прочные конструкции с большой тепловой инерционностью и увеличенными запасами между номинальными значениями эксплуатационных параметров и значениями уставок срабатывания систем безопасности;

- максимально-возможное снижение отказов по общей причине и зависимых отказов с помощью выбора соответствующих конструктивно-компоновочных решений, дублирования функций безопасности;

- наличие многофункциональной системы аварийного охлаждения реактора, основанной на разнопринципности выполнения основных функций безопасности, сочетании пассивных и активных каналов и обеспечивающей показатели вероятности повреждения активной зоны сверх пределов, установленных для проектных аварий, не хуже 10^{-6} на один реактор в год;

- применение системы локализации продуктов аварии, в основу которой положен контаймент, сконструированный с учетом возможности удерживать продукты аварий, без превышения значения предельно-допустимого выброса по основным дозообразующим нуклидам при тяжелых авариях;

- обеспечение уменьшения доз облучения, что достигается должной конструкцией, выбором материалов, защиты, компоновкой.

6.7.4 Принцип глубоко эшелонированной защиты

Принцип глубоко эшелонированной защиты реализуется путем создания серии барьеров (топливная матрица, оболочка топлива, границы первого контура, система локализации), которые должны быть защищены и которые, в свою очередь, должны быть все нарушены, прежде чем может быть нанесен ущерб человеку и окружающей среде. Эти барьеры могут служить целям эксплуатации и безопасности или только целям безопасности. Схематично эшелонирование защиты в глубину изображено на рисунке 25.

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №							Лист
Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата	1588-ПЗ-ОИ4			110

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол. уч.	Лист	№ док.	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист	111
------	-----

ЭШЕЛОНИРОВАНИЕ В ГЛУБИНУ

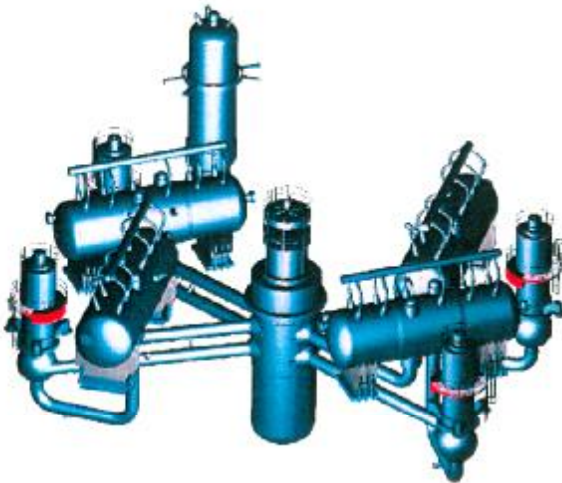
БАРЬЕРЫ ПРЕДОТВРАЩАЮЩИЕ ВЫХОД ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ



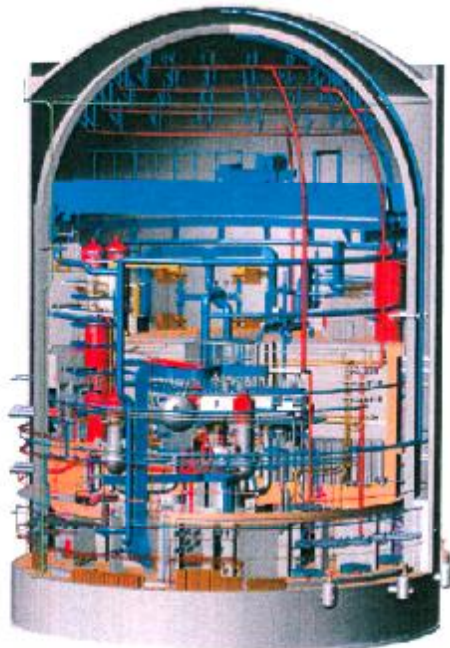
ТОПЛИВНАЯ МАТРИЦА
ПРЕДОТВРАЩЕНИЕ ВЫХОДА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ПОД ОБОЛОЧКУ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕГО ЭЛЕМЕНТА



ОБОЛОЧКА ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕГО ЭЛЕМЕНТА
ПРЕДОТВРАЩЕНИЕ ВЫХОДА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В ТЕПЛОНОСИТЕЛЬ ГЛАВНОГО ЦИРКУЛЯЦИОННОГО КОНТУРА



ГЛАВНЫЙ ЦИРКУЛЯЦИОННЫЙ КОНТУР
ПРЕДОТВРАЩЕНИЕ ВЫХОДА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ПОД ЗАЩИТНУЮ ГЕРМЕТИЧНУЮ ОБОЛОЧКУ



СИСТЕМА ЗАЩИТНЫХ ГЕРМЕТИЧНЫХ ОГРАЖДЕНИЙ
ПРЕДОТВРАЩЕНИЕ ВЫХОДА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ

Рисунок 25 – Эшелонирование защиты в глубину

Первый уровень глубокоэшелонированной защиты обеспечивается за счет:

- проекта, основанного на использовании современных норм, правил и стандартов;

- использования в проекте усовершенствованной реакторной установки;
- обеспечения качества на всех стадиях создания АЭС (проектирование, конструирование, изготовление оборудования, монтаж, сооружение и эксплуатация);
- контроля состояния барьеров безопасности при эксплуатации.

Второй уровень глубокоэшелонированной защиты обеспечивается за счет:

- внутренних свойств безопасности реактора;
- управления при нормальной эксплуатации, включая диагностику, предупредительную защиту реактора и индикацию о повреждениях и отказах систем. Этот уровень предусматривается для обеспечения постоянной целостности первых трех барьеров.

Третий уровень защиты обеспечивается системами безопасности – защитными, управляющими, локализирующими и обеспечивающими, которые предусматриваются в проекте для предотвращения развития отказов и ошибок персонала в проектные аварии, а проектных аварий в тяжелые аварии и для удержания радиоактивных материалов внутри систем локализации.

Четвертый уровень – запроектные аварии, обеспечивается за счет предусмотренных в проекте мер, включающих управление аварией и мер, направленных на защиту локализирующего барьера (защитной оболочки).

Пятый уровень – противоаварийные меры вне площадки АЭС с целью ослабления последствий выброса радиоактивных материалов во внешнюю среду.

Для выполнения каждого требования безопасности проектом предусматривается система безопасности, состоящая из активной и пассивной частей, каждая из которых способна выполнить требуемые функции безопасности.

6.8 Системы безопасности. Проектные принципы и проектные решения

Системы безопасности спроектированы устойчивыми против отказов и способными выполнять функции при потере энергоснабжения. Проектные принципы и принимаемые проектные решения для обеспечения отказоустойчивости приведены в таблице 23.

Таблица 23 – Проектные принципы и проектные решения

Вид отказа	Проектный принцип	Проектные решения
(А) единичный отказ	Избыточность	Разделение каждой системы безопасности на несколько каналов, каждый из которых способен полностью выполнять возложенную функцию безопасности
(В) отказ по общей причине	Разнопринципальность	Каждая система безопасности состоит из активной и пассивной (практически пассивной) частей, каждая из которых способна выполнить возложенную функцию
(С) Предотвращение отказа по внутренним и внешним причинам	Пространственное разделение и конструктивная защита	Пространственное разделение каналов безопасности и конструктивная защита внутри каналов

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

112

Окончание таблицы 23

Вид отказа	Проектный принцип	Проектные решения
(А), (В), (С) и потеря энерго-снабжения	Отказобезопасность	1 Проектирование таким образом, чтобы отказ в системе возбуждал действие, направленное на безопасность. 2 Применение пассивных систем. 3 Применение дополнительного источника.
Ошибка оператора	Автоматизация управления	Применение автоматических систем (УСБ, АЗ) для возбуждения защитных действий и блокирования управляющих воздействий оператора, нарушающих выполнение функций безопасности.

Для выполнения требований безопасности и выполнения соответствующих функций безопасности в проекте предусматриваются системы безопасности, перечень основных из которых отражен в таблице 24.

Таблица 24 – Основные системы безопасности

Функции безопасности	Системы безопасности	
	Активная часть	Пассивная часть
1 Останов реактора и поддержание его в остановленном состоянии	Аварийная защита	Система аварийного ввода бора
2 Аварийное охлаждение и отвод остаточного тепла		
2.1 При неповрежденном первом контуре	Системы аварийного охлаждения через парогенераторы и обеспечивающие системы	Система пассивного отвода тепла (СПОТ)
2.2 При поврежденном первом контуре	Система аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ), и обеспечивающие системы	Система пассивного отвода тепла (СПОТ). Система пассивной подачи воды в активную зону (гидроемкости)
2.3 Отвод тепла от отработавшего топлива в бассейне выдержки	Система охлаждения бассейна выдержки и обеспечивающие системы	Дополнительный запас воды в бассейне выдержки
3 Удержание радиоактивных продуктов и снижение выбросов радиоактивных веществ, ограничение выхода радиоактивного излучения, защита от взрывоопасных концентраций водорода, защита от повышения давления в объеме ЛСБ	Спринклерная система, обеспечивающие системы, изолирующие устройства	Локализирующая система-защитная оболочка с пассивными элементами для ее защиты (система сброса давления и очистки, удержания поврежденного топлива и подавления водорода)

Краткое описание принятых технических решений по пассивной и активной части СБ.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

113

Принципиальная схема систем безопасности блока приведена на рисунке 26. В соответствии с указанными целями проектирования в проекте система безопасности включает в себя активную и пассивную часть, каждая из которых обеспечивает выполнение основных функций безопасности независимо друг от друга. На рисунке 27 представлен перечень функций безопасности с указанием систем, входящих в активную и пассивную часть СБ, ответственных за выполнение отдельных функций.

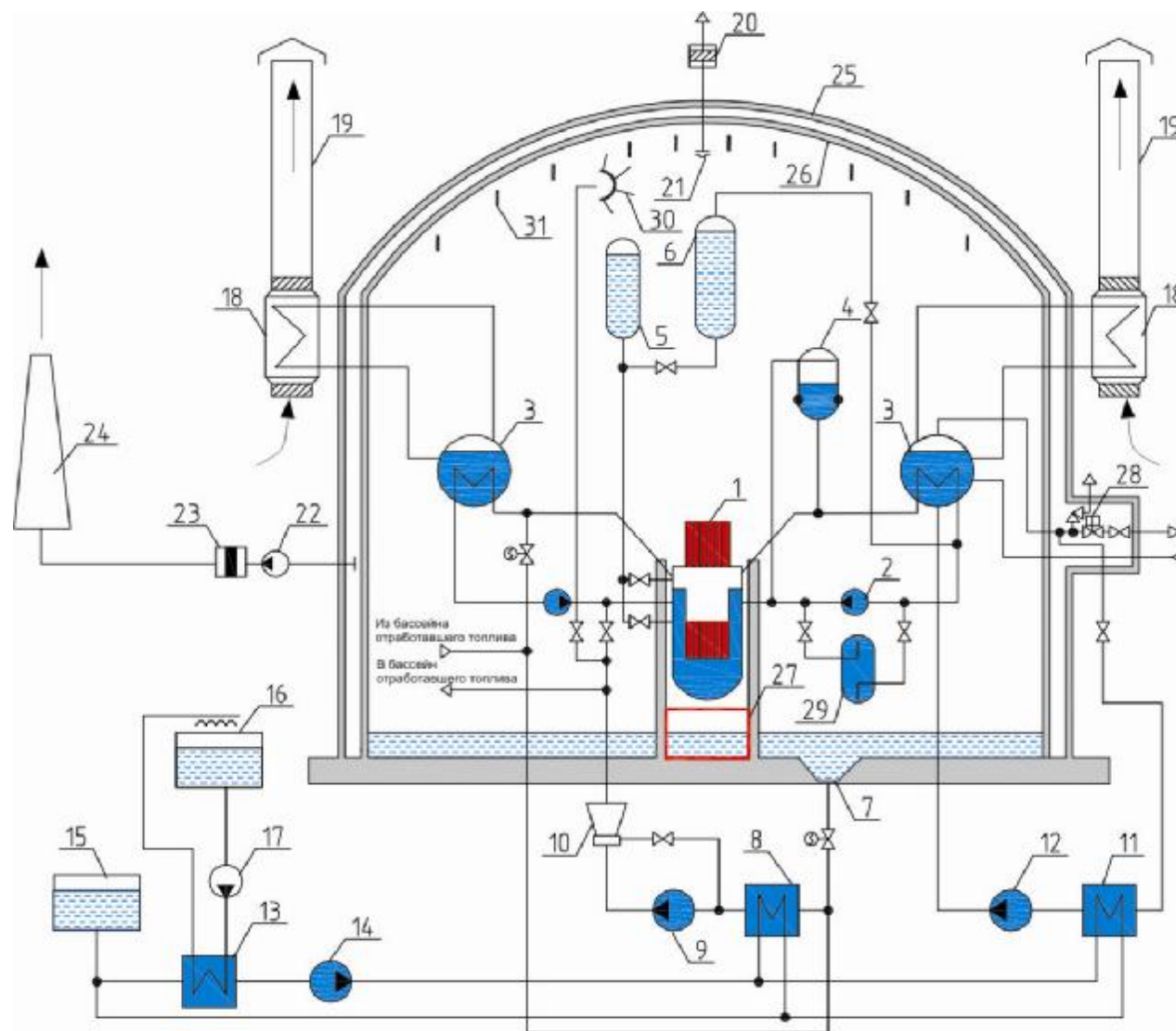
В рамках проекта АЭС-2006 в России ведется строительство двух атомных станций:

- проект НВАЭС-2, генпроектировщик ОАО «Атомэнергопроект», г. Москва;
- проект ЛАЭС-2, генпроектировщик ОАО «Атомэнергопроект» г. Санкт-Петербург.

В таблице 25 приведена сравнительная характеристика систем безопасности, реализованных в данных проектах.

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №							Лист
Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата	1588-ПЗ-ОИ4			114

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №



1. Реактор
2. Главный циркуляционный насос
3. Парогенератор
4. Компенсатор давления
5. Гидроемкость 1 ступени
6. Гидроемкость 2 ступени
7. Водозаборное устройство
8. Теплообменник расхолаживания контура
9. Насос 1 контура
10. Эжектор
11. Теплообменник аварийного расхолаживания парогенератора
12. Насос аварийного расхолаживания парогенератора
13. Теплообменник промконтура
14. Насос
15. Бак дыхательный
16. Брызгальный бассейн
17. Насос подачи техводы
18. Теплообменник СПОТ
19. Газовая труба СПОТ
20. Фильтр сброса паровоздушной среды из гермообъема
21. Мембранное устройство
22. Вентилятор
23. Фильтр
24. Вентиляционная труба
25. Защитная оболочка
26. Герметичная оболочка
27. Устройство для улавливания и удержания расплавленной активной зоны реактора
28. Быстродействующий запорный отсечной клапан
29. Емкость системы быстрого ввода бора
30. Спринклерная система
31. Система обеспечения водородной безопасности

Рисунок 26 – Принципиальная схема систем безопасности энергоблока

Изм.	Кол. уч.	Лист	Недоп.	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

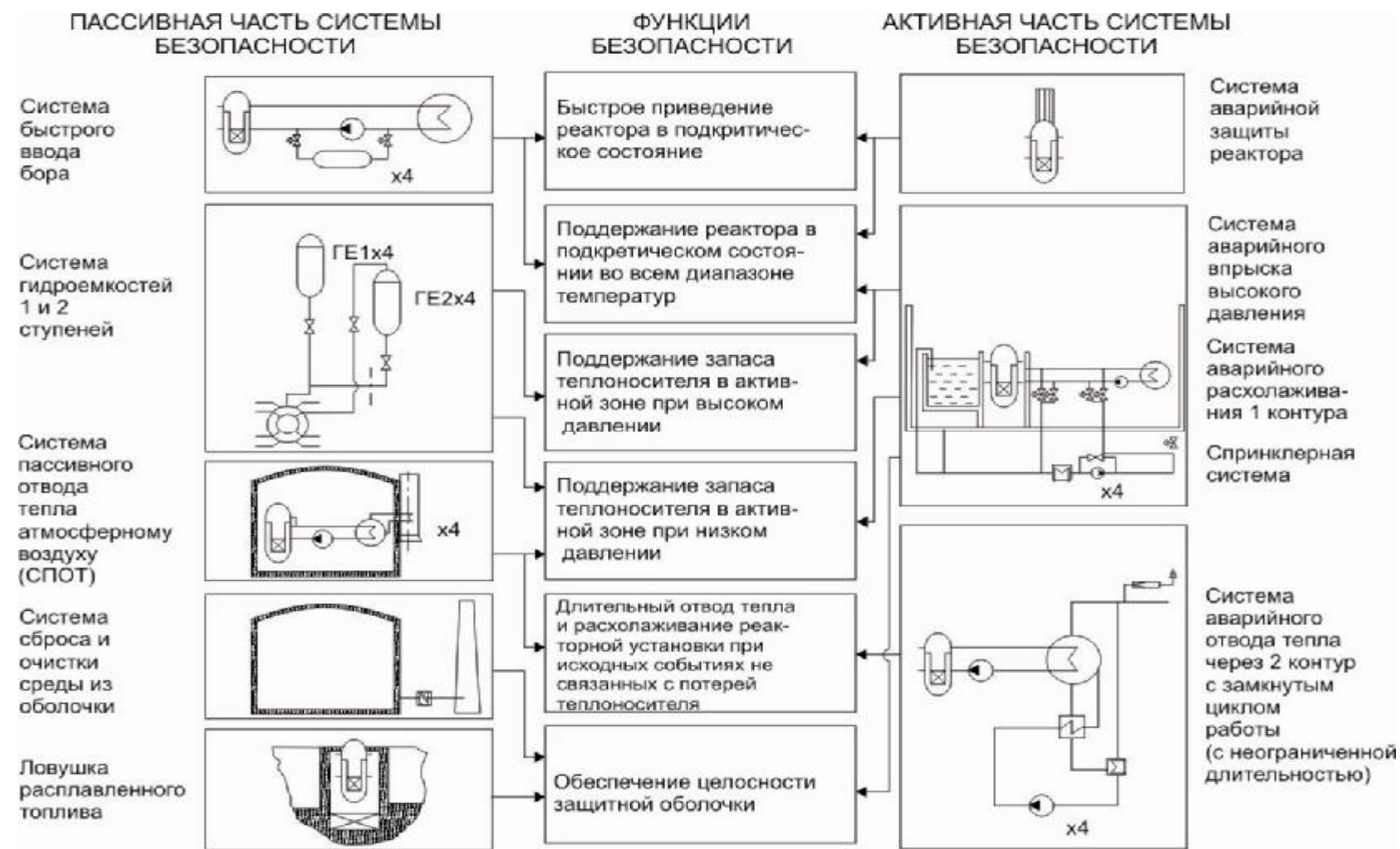


Рисунок 27 – Принципиальные решения по обеспечению функций безопасности в проекте АЭС - 92

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Таблица 25 – Структура систем безопасности НВАЭС – 2 и ЛАЭС- 2

Наименование системы	НВАЭС - 2	ЛАЭС - 2
Система подпитки – продувки первого контура	Подпитка: Три насоса х 60 т/час, выполняющие необходимые функции во всем диапазоне регулирования – один в работе, два в резерве	Подпитка: Два насоса х 60 т/час для «большого» борного регулирования и компенсации течи теплоносителя. Три насоса х 6,3 т/час для «тонкого» регулирования и компенсации протечек
Активная часть САОЗ	Совмещенная двухканальная система высокого и низкого давления с резервированием 2 х 200 % и внутренним резервированием 2 х 100 %	Раздельные четырехканальные системы высокого и низкого давления с резервированием каналов 4 х 100% каждая
Система аварийного ввода борной кислоты	Двухканальная система с резервированием каналов 2 х 100 % и внутренним резервированием каналов 2 х 50 %	Четырехканальная система с резервированием каналов 4 х 50 %
Система аварийной питательной воды	Отсутствует	Четырехканальная система с резервированием каналов 4 х 100 % с баками запаса аварийной питательной воды
Система аварийного расхолаживания ПГ	Замкнутая двухканальная система с резервированием 2 х 100 %	Отсутствует
Система пассивного залива активной зоны (ГЕ-2)	Пассивная четырехканальная система с резервированием каналов 4 х 33 % с двумя емкостями в каждом канале	Отсутствует
Система пассивного отвода тепла (СПОТ)	Пассивная четырехканальная система с резервированием каналов 4 х 33 % с двумя охлаждаемыми воздухом теплообменниками в каждом канале	Пассивная четырехканальная система с резервированием каналов 4 х 33 % с 18 – ю охлаждаемыми водой теплообменниками в каждом канале
Системы безопасности (для обеспечения штатных режимов работы энергоблока)		
Активная часть системы аварийного охлаждения активной зоны	Совмещенная двухканальная система высокого и низкого давления с насосами – эжекторами с резервированием 2х 200 % и внутренним резервированием 2 х 100 %	Раздельные четырехканальные системы высокого и низкого давления с резервированием каналов 4 х 100 % каждая
Система аварийного ввода борной кислоты	Двухканальная система с резервированием каналов 2 х 100 % и внутренним резервированием каналов 2 х 50 %	Четырехканальная система с резервированием каналов 4 х 50 %
Система аварийной питательной воды	Отсутствует	Четырехканальная система с резервированием каналов 4 х 100 % с баками запаса аварийной питательной воды

Изм.	
Кол.уч	
Лист	
Народ.	
Подп.	
Дата	

1588-ПЗ-ОИ4

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч	Лист	Нарок.	Подп.	Дата

Окончание таблицы 25

Наименование системы	НВАЭС - 2	ЛАЭС - 2
Система аварийного расхо- лаживания парогенераторов	Замкнутая двухканальная система с резерви- рованием 2 x 100 %	Отсутствует
Система пассивного залива ак- тивной зоны второй ступени	Пассивная четырехканальная система с резер- вированием каналов 4 x 33 % с двумя емкостя- ми в каждом канале	Отсутствует
Система пассивного отвода те- пла	Пассивная четырехканальная система с резер- вированием каналов 4 x 33 % с двумя охлаж- даемыми воздухом теплообменниками в каждом канале	Пассивная четырехканальная система с резерви- рованием каналов 4 x 33 % с 18 – ю охлаждаемыми во- дой теплообменниками в каждом канале
Устройство локализации рас- плава	Система предназначена для удержания жидких и твердых фрагментов разрушенной активной зоны, частей корпуса реактора, внутрикорпусных устройств при тяжелой аварии с расплавлением активной зоны. Устройство выполняет следующие защитные функции: - прием и размещение в своем объеме жидких и твердых компонентов расплава, фрагментов активной зоны и конструкционных материалов реактора; - передачу тепла от расплава к охлаждающей воде; - удержание днища корпуса реактора при его отрыве; - предотвращение выхода расплава за установленные проектом границы его локализации; - обеспечение подкритичности расплава в бетонной шахте; - обеспечение подачи охлаждающей воды к устройству и отвода пара из устройства; - обеспечение минимального выноса радиоактивных веществ в пространство герметичной оболочки; - минимизацию выхода водорода; - обеспечение не превышения максимальных допустимых напряжений в конструкциях, расположенных в подреакторном помещении бетонной шахты; - обеспечение выполнения своих функций с минимальным управляющим воздействием со стороны опе- ративного персонала	
Система защитных оболочек	Система защитных оболочек состоит из первичной (внутренней) и вторичной (внешней) защитных обо- лочек. Первичная защитная оболочка изготавливается из преднапряженного железобетона и предна- значена для удержания в установленных проектом границах радиоактивных веществ с целью ограниче- ния распространения их в окружающую среду при проектных авариях. Внешняя оболочка предназначе- на для защиты систем и элементов реакторного здания от особых природных и техногенных воздейст- вий. Обе оболочки обеспечивают биологическую защиту от ионизирующих излучений.	

1588-ПЗ-ОИ4

6.8.1 Система локализации расплава

Существующие контейнменты для АЭС с атомными реакторами типа ВВЭР-1000 не рассчитаны на локализацию тяжелой аварии. Тяжелая авария, связанная с плавлением материалов активной зоны реактора, может привести к разрушению корпуса реактора и к выпадению в его шахту 200 т расплава. Локализовать расплав и исключить образование взрывоопасного водорода можно с помощью ловушки расплава, размещаемой на дне шахты реактора. Ловушка обмуровывается огнеупором на основе диоксида циркония и включает слой из жертвенного материала. Площадь ловушки 100 м² (Заявка № 99117898 с приоритетом от 12.08.1999).

Система (или устройство) локализации расплава - УЛР является одним из технических средств, специально предусмотренных для управления запроектными тяжелыми авариями на внекорпусной стадии. В УЛР осуществляется прием, размещение и охлаждения расплава материалов активной зоны, внутрикорпусных устройств и корпуса реактора вплоть до полной кристаллизации. При этом обеспечивается:

- удержание днища корпуса реактора при его отрыве или пластической деформации;
- непревышение максимальных допустимых напряжений в конструкциях, осуществляющих охлаждение расплава и строительных конструкциях;
- подкритичность расплава;
- минимизация выноса радиоактивных веществ в гермообъем;
- минимизация генерации водорода;
- защита от разрушения сухой защиты и опорных конструкций реактора.

При нормальном функционировании УЛР полностью исключается контакт высокотемпературного и химически активного расплава со строительными конструкциями, оборудованием и защитной оболочкой.

Функционирование системы основывается на «пассивных» принципах. Выбранная конструкция системы обеспечивает ее автономную работу в течение, как минимум, 72 часов. Запуск системы в работу осуществляется автоматически по сигналам температурных датчиков, установленных над активной зоной и в устройстве локализации расплава, с возможностью дистанционного воздействия со стороны оператора с панели управления ЗА на БПУ.

Для охлаждения расплава используется вода из шахт ревизии внутрикорпусных устройств и топливного бассейна, а также вода баков-приямков.

На рисунке 28 схематично изображено устройство локализации расплава активной зоны.

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №							Лист
Изм.	Коп.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата	1588-ПЗ-ОИ4			119

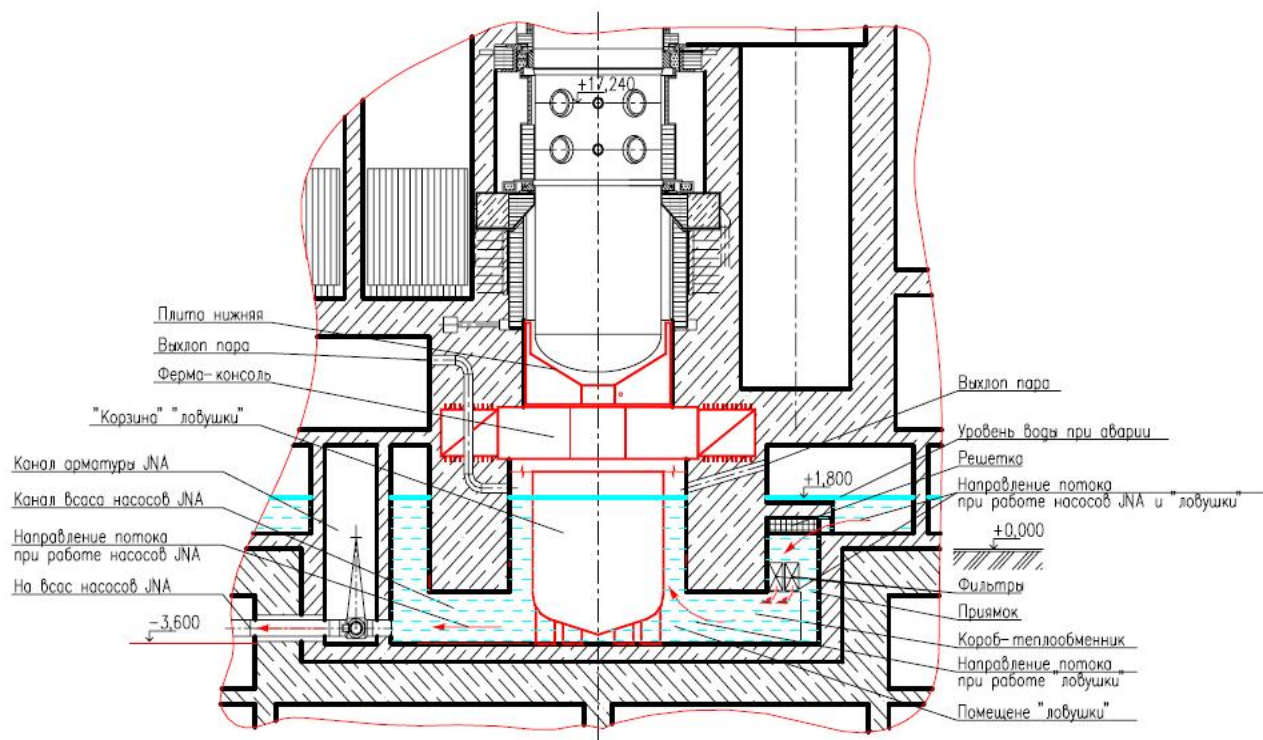


Рисунок 28 - Компоновка «ловушки» активной зоны

Устройство локализации кориума представляет собой «корзину-теплообменник» заполненную жертвенным материалом, куда попадают продукты тяжелого повреждения топлива в смеси с фрагментами внутрикорпусных устройств и корпуса реактора.

Конструкция устройства предусматривает плиту нижнюю и ферму-консоль осуществляющую раздачу кориума, который, попадая в корзину, вступает в термохимическое взаимодействие с жертвенным материалом, в результате чего происходит процесс инверсии, приводящий к расплавлению металлических фрагментов кориума в нижней части корзины с замещением его окислами в верхней части корзины; это позволяет избежать образования значительного количества водорода при подаче воды в корзину-теплообменник. Образующийся пар покидает подреакторное пространство через специальные выхлопы, связывающее помещение УЛР с объемом оболочки.

6.8.2 Система герметичных ограждений (контайнмент)

Система защитной герметичной оболочки предназначена для защиты реакторной установки от внешних воздействий, а также не допущения выхода активности в окружающую среду во всех режимах блока включая аварийные.

Проект защитной оболочки отвечает следующим требованиям:

- оболочка является достаточно герметичной с учетом нагрузок от давления и температуры при гильотинном разрыве трубопровода 1 контура или паропровода;
- внутреннее проектное давление оболочки предусматривает запас над максимальным расчетным давлением оболочки;
- давление под оболочкой надежно снижается более чем на 50 % максимально-го давления в течение 24 часов после начала постулированной аварии;

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Коп.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

- оболочка выдерживает максимальный перепад давления в результате неумышленного включения спринклерной системы оболочки;
- предусмотрено автоматическое отсечение трубопроводов с технологическими средами, проходящими через защитную оболочку, в аварийных режимах с ростом давления внутри защитной оболочки;
- предусматриваются КИП, способные работать в аварийных и послеаварийных условиях, для контроля давления и температуры под оболочкой, а также концентрации водорода;
- конструкция защитной оболочки рассчитана на восприятие внешних и указанных выше внутренних аварийных воздействий. При запроектной аварии обеспечивается целостность защитной оболочки и ограничиваются утечки радиоактивных продуктов в окружающую среду
- защитная оболочка оснащена системой диагностики ее напряженно-деформированного состояния;
- обеспечивается огнестойкость защитной оболочки, которая устанавливается расчетным путем исходя из величины пожарной нагрузки и времени ее полного свободного выгорания (без учета воздействия на пожар огнетушащих веществ);
- конструкция и элементы защитной оболочки выполняются доступными для контроля, обслуживания и ремонта;
- выбор материалов конструкции оболочки обеспечивает сохранение ее функциональных свойств и проектных характеристик в течение расчетного срока службы;
- конструкция оболочки является сооружением I категории по безопасности (ПиНАЭ-5.6) и I категории по сейсмостойкости (НП-031-01). Все отсечные клапаны в системе отсечения защитной оболочки выполняются в соответствии с требованиями к оборудованию класса безопасности 2Л;
- защитная оболочка является двойной. Внутренняя оболочка представляет собой цилиндрическую конструкцию из предварительно напряженного железобетона с полусферическим куполом и плитой основания из железобетона. Внутренняя поверхность оболочки имеет сварную облицовку, выполненную из листовой углеродистой стали;
- внутренняя защитная оболочка предназначена для выполнения функций локализации при всех предусмотренных проектом режимах работы АЭС, включая аварийные, а также для обеспечения биологической защиты;
- наружная оболочка, окружающая первую, представляет собой цилиндрическую конструкцию из железобетона с полусферическим куполом и является защитным экраном от внешних воздействий (ураганы, землетрясения, падение самолета, воздушная ударная волна, экстремальные метеорологические и климатические воздействия и т.д.). На внешней оболочке размещаются баки системы пассивного отвода тепла систем СПОТ ПГ и СПОТ ЗО;
- доступ под оболочку осуществляется через транспортный шлюз и два шлюза для персонала. В конструкции шлюзов предусмотрена невозможность одновременного открытия всех дверей любого шлюза во время работы станции.

6.8.3 Референтность систем безопасности и оборудования, применяемых в проекте АЭС

Проект оборудования и систем безопасности АЭС обладает значительной референтностью по отношению к эксплуатируемым на АЭС серийным РУ В-320, а также АЭС посторонними в Китае, строящихся в Индии Иране, Болгарии, Чехии и России (проект достройки блока 5 Балаковской АЭС, ЛАЭС-2, НВАЭС-2).

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

121

Принятые в проекте технические решения позволяют обеспечивать необходимый уровень надежности и безопасности РУ за счет сбалансированного количества активных и пассивных систем безопасности, а также мер, направленных на предупреждение и ограничение последствий аварий, в том числе тяжелых.

В проекте АЭС используются следующие активные и пассивные системы безопасности внедренные и эксплуатирующиеся на АЭС с реакторной установкой В-320. Это следующие системы:

- система аварийного ввода бора;
- система аварийного газоудаления;
- система БРУ-А;
- система отсечения главных паропроводов;
- система гидроемкостей первой ступеней;
- система защиты первого и второго контуров от превышения давления (ИПУ КД и ИПУ ПГ);

- обеспечивающие системы вентиляции и кондиционирования;
- система дизельгенераторов;
- система герметичного ограждения (активная часть).

В дополнение к вышеперечисленным системам безопасности в АЭС включены:

- система пассивного отвода тепла (СПОТ);
- пассивная система фильтрации межбололочного пространства;
- система контроля концентрации и аварийного удаления водорода;
- система улавливания и охлаждения расплавленной активной зоны реактора;
- совмещенная система аварийного и планового расхолаживания первого контура и охлаждения бассейна выдержки;
- система аварийного расхолаживания и продувки парогенераторов;
- система промконтура потребителей реакторного отделения.

Указанные системы безопасности применяются частично или в полном объеме в проектах строящихся АЭС в Китае (АЭС «Тяньвань»), Иране (АЭС «Бушер»), Индии (АЭС «Куданкулам»), России (проект достройки блока 5 Балаковской АЭС, ЛАЭС-2, НВАЭС-2).

Выполненные на стендово-экспериментальной базе научно-исследовательские работы по обоснованию работоспособности вышеуказанных систем безопасности позволяют принять результаты выполненных работ в качестве обоснования референтности.

6.8.4 Основные результаты, полученные при использовании СБ

Рисунок 29 иллюстрирует результаты усовершенствования пассивных систем безопасности

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №							Лист
Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата	1588-ПЗ-ОИ4			122

1 – РУ В-320

2 – РУ В-392

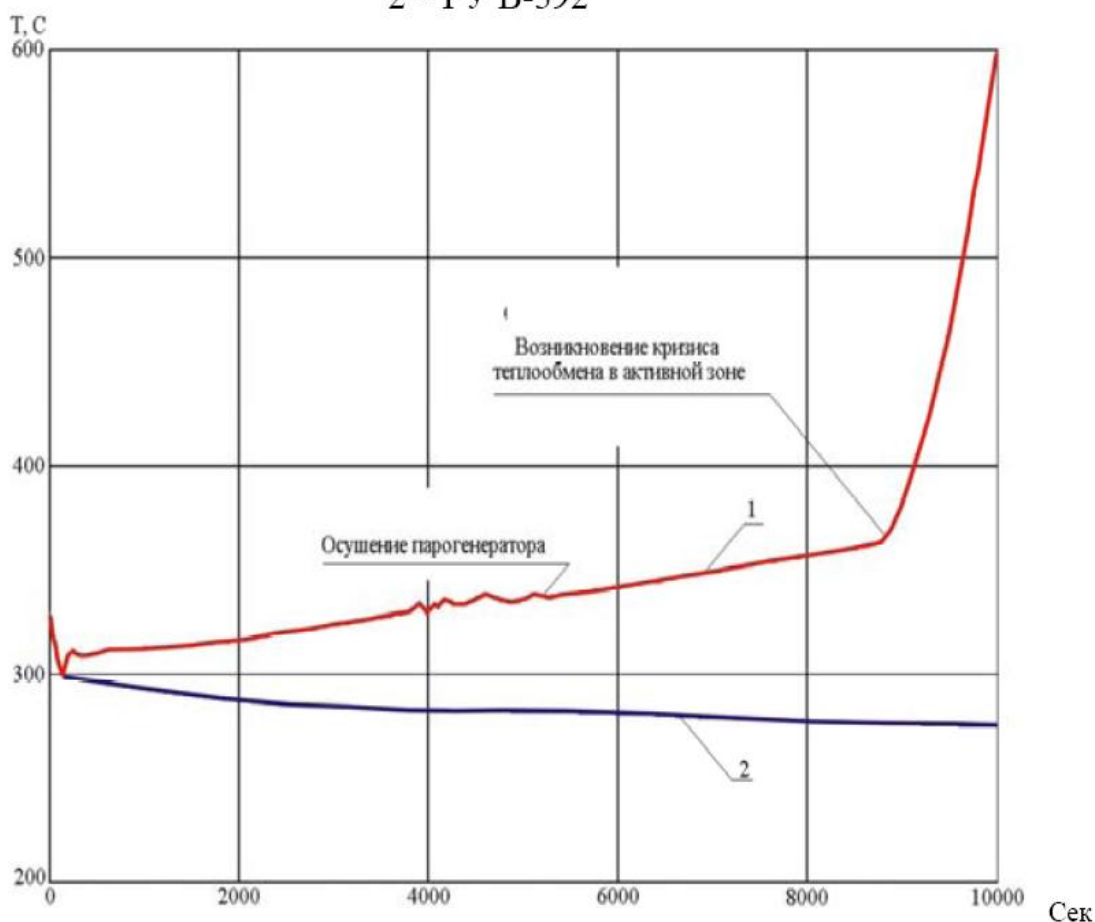


Рисунок 29 – Максимальная температура оболочки ТВЭЛ при полной потере источников переменного тока

На данном рисунке показан график температур оболочек ТВЭЛ для аварийных ситуаций. В данном случае в качестве аварийной ситуации выбран режим black-out (полная потеря источников переменного тока на АЭС).

Из рисунка 29 видно, что данный режим не представляет практической опасности для проекта АЭС 2006, в то время как для проекта предшественника в этом режиме явление тяжелого повреждения активной зоны может наступить через 2-2,5 часа после начала режима.

Другой важный результат отражен на рисунке 30.

Инов. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч	Лист	Народ.	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИЧ

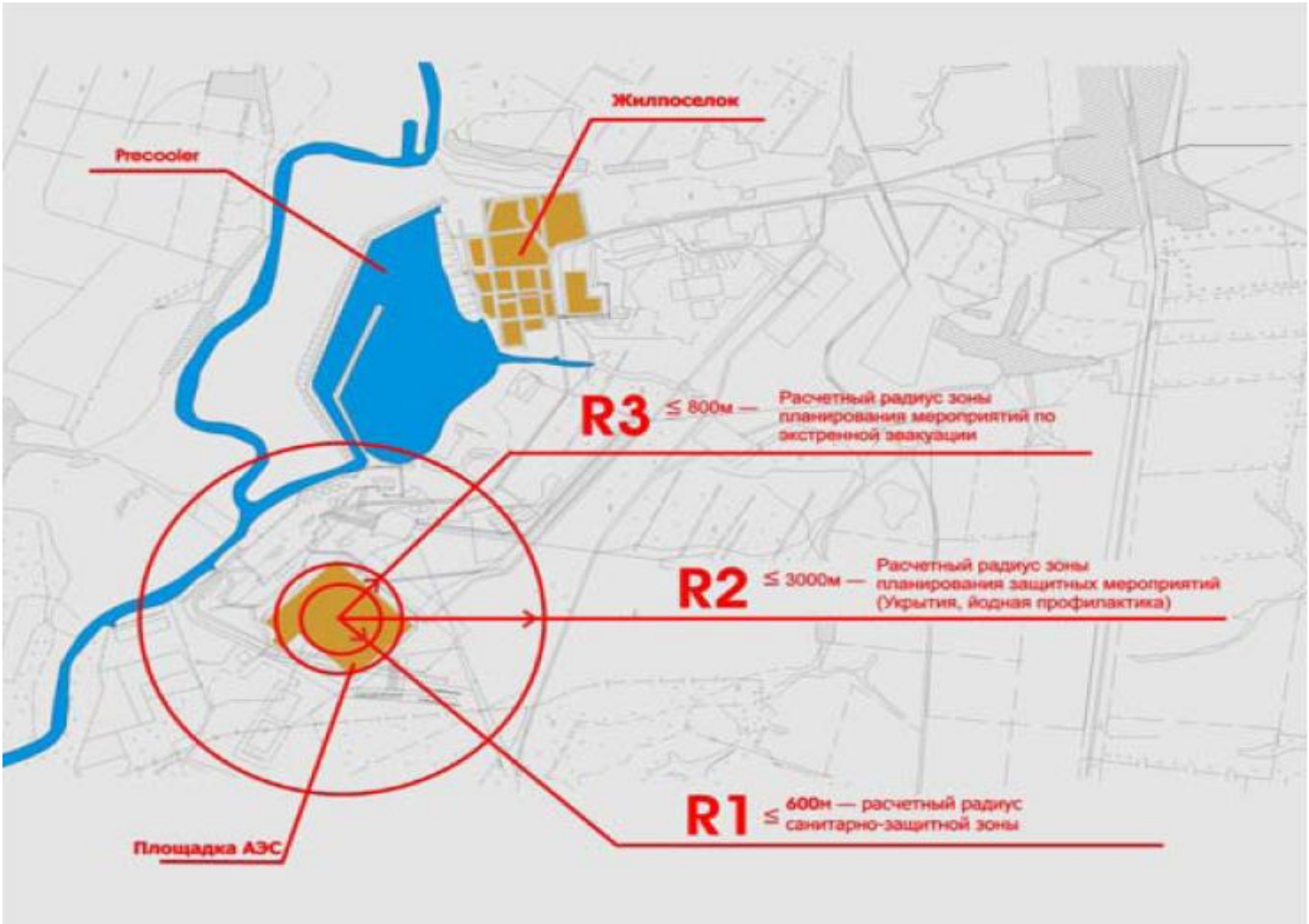


Рисунок 30 – Зонирование территории при аварии

На рисунке 30 указаны расчетные значения радиусов различных зон, в которых планируются различные мероприятия при авариях на АЭС; так расчетное значение радиуса зоны планирования мероприятий по экстренной эвакуации населения при тяжелой аварии не превышает 800 м, что указывает на отсутствие практической необходимости в таком мероприятии

Проект АЭС - 2006 удачно сочетает в себе референтные свойства и положительный опыт эксплуатации оборудования и систем действующих АЭС, значительный прогресс в технологии, позволивший выйти на новый уровень безопасности и одновременно достичь экономических преимуществ по сравнению с проектами предшественниками.

6.9 Генеральный план

АЭС- 2006 komponyetsya двумя моноблоками мощностью по 1200 МВт(э) и предназначена для выработки электроэнергии в базовом режиме. Оборудование и системы АЭС допускают возможность работы в маневренных режимах регулирования мощности. Регулировочный диапазон нагрузок лежит в диапазоне от 20 до 100 % $N_{ном}$. КИУМ при работе энергоблока в базовом режиме не менее 90 %. Эффективное число использования при работе реактора на номинальной мощности составляет 8400 эффективных часов/год.

Расчетный срок службы основного оборудования АЭС 60 лет.

Перегрузка топлива производится один раз в год. В дальнейшем планируется переход на 18-и 24-и месячный цикл работы АЭС.

Энергоблок состоит из реакторной установки с водоводяным энергетическим реактором с водой под давлением и турбоустановки. Тепловая схема - двухконтурная.

Первый контур - радиоактивный и состоит из гетерогенного реактора на тепловых нейтронах, четырех главных циркуляционных петель, парового компенсатора давления, вспомогательного оборудования. В состав каждой циркуляционной петли входят: парогенератор, главный циркуляционный насосный агрегат, главный циркуляционный трубопровод D_y 850.

Топливом является слабообогащенная двуокись урана. Нагреваемый при прохождении через активную зону реактора теплоноситель первого контура поступает в парогенераторы, где отдает свое тепло через стенки трубной системы воде второго контура.

Второй контур - не радиоактивный, состоит из паропроизводительной части парогенераторов, главных паропроводов, одного турбоагрегата, их вспомогательного оборудования и обслуживающих систем, оборудования деаэрации, подогрева и подачи питательной воды в парогенераторы.

Турбоустановка включает в себя паровую турбину и генератор, монтируемый на общем фундаменте с турбиной. Турбина снабжена конденсационным устройством, регенеративной установкой для подогрева питательной воды, сепараторами пароперегревателями, имеет нерегулируемые отборы пара на подогреватели системы регенерации, на собственные нужды станции и на подогрев добавки химически очищенной воды в цикл.

Генеральный план белорусской АЭС будет разработан на два энергоблока с РУ ВВЭР-1200.

Ниже приведено краткое описание генерального плана АЭС – 2006.

Ориентация блоков определяется техническими решениями по системам техводоснабжения основного оборудования зданий турбин и ответственных потребителей зданий реакторов, а также условиями выдачи электрической мощности.

При компоновке генплана учитываются следующие требования:

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

125

- обеспечение максимальной автономности энергоблоков (ядерного острова);
- модульный принцип застройки промплощадки унифицированными модулями энергоблоками;
- зонирование территории по зданиям основного производственного назначения и вспомогательным зданиям с разделением территории на зоны «строгого» и «свободного» режима;
- оптимальное блокирование зданий и сооружений основного производства, а также подсобно-производственных зданий и сооружений;
- обеспечение прямолинейных магистральных трасс (коридоров) прокладки инженерных коммуникаций;
- сокращение технологических, транспортных и пешеходных связей;
- возможность организации поточного строительства.

Промплощадка АЭС условно разделена на зону основного производства (ядерный остров) и зону общестанционных вспомогательных зданий и сооружений. Ядерный остров имеет свое ограждение.

Зона основного производства размещена в центре промплощадки и состоит из скомпонованных в единый строительный объем блочных модулей-энергоблоков. В состав каждого из них входят:

- здание реактора;
- эстакада транспортного шлюза;
- паровая камера;
- здание безопасности;
- вспомогательный корпус;
- здание управления;
- хранилище свежего топлива и твердых радиоактивных отходов;
- здание ядерного обслуживания с бытовыми помещениями зоны контролируемого доступа;
- здание турбины;
- здание электроснабжения нормальной эксплуатации;
- здание теплофикации;
- здание водоподготовки с баками собственных нужд химводоочистки;
- а также отдельно стоящие сооружения:
 - а) вентиляционная труба;
 - б) здание резервной дизельной электростанции системы аварийного электроснабжения с промежуточным складом дизельного топлива;
 - в) сооружение блочных трансформаторов;
 - г) насосная станция автоматического водяного пожаротушения;
 - д) резервуары запаса воды для автоматического пожаротушения;
 - е) здание блочной электростанции.

Шаг блоков принят достаточным для обеспечения размещения инженерных и транспортных коммуникаций между блоками, а также организации поточного строительства и независимого ввода мощностей пусковыми комплексами.

Брызгальные бассейны для охлаждения ответственных потребителей зданий реакторов размещены на минимально возможном расстоянии от зданий реакторов. Там же предусматривается резервная емкость для опорожнения брызгальных бассейнов. На каждый блок предусматривается по две насосных станции ответственных потребителей с камерами переключения.

Площадка размещения основных зданий и сооружений энергоблоков будет иметь ограждение. Предусматривается два автомобильных въезда.

Инов. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Проход персонала от контрольно-пропускного пункта служебно-бытового корпуса зоны свободного доступа к зданиям энергоблоков осуществляется по пешеходному тоннелю.

На промплощадке со стороны зданий турбин размещены башенные испарительные градирни с насосными станциями потребителей здания турбины.

В части промплощадки со стороны первого блока располагаются общестанционные здания и сооружения:

- мастерские зоны свободного доступа и материальный склад (ЦМС);
- административно-лабораторно-бытовой корпус;
- столовая;
- объединенно-газовый корпус;
- теплоцентр с баком аккумулятором;
- пуско-резервная электростанция;
- объединенная насосная станция противопожарного, хозяйственного-питьевого и производственного водоснабжения с резервуарами запаса воды для хозяйственно-питьевого водоснабжения и противопожарного водоснабжения;
- маслодизельное хозяйство в составе: насосной станции масла и дизельного топлива, приемных сооружений для масла и дизельного топлива, открытого склада масла, открытого склада дизельного топлива;
- очистные сооружения производственно-ливневых стоков и стоков, содержащих нефтепродукты, бытовых сточных вод зоны свободного доступа и зоны контролируемого доступа и другие вспомогательные сооружения.

Зона общестанционных зданий и сооружений скомпонована с учетом возможности расширения объектов для второй очереди АЭС (для блоков три и четыре).

Выдача электрической мощности АЭС в энергосистему предусматривается через комплексное распределительное устройство элегазовое 330 кВ (КРУЭ-330 кВ).

На территории КРУЭ находятся:

- здание КРУЭ-330 кВ;
- здание КРУ-6 кВ резервного питания с сооружениями резервных трансформаторов;
- здание общестанционного РУСН 6 кВ с сооружениями общестанционных трансформаторов;
- здание релейных панелей 330 кВ.

Для обеспечения кратчайших и организованных пешеходных связей для эксплуатационно-ремонтного персонала между административно-лабораторно-бытовым корпусом, столовой и служебно-бытовым корпусом зоны свободного доступа к основным зданиям АЭС проектом предусматривается галерея зоны свободного доступа.

Территория АЭС имеет тройное охранное ограждение: наружная ограда, основная ограда, внутренняя ограда с шириной охранной зоны 20 м, в которую включены все сооружения станции. Вокруг ядерного острова предусмотрена ограда энергоблоков.

На промплощадку станции организованы три въезда: автомобильный – со стороны первого блока у главного контрольно-пропускного пункта, и со стороны второго блока АЭС, где предусмотрены железнодорожный и автомобильный въезды с дорожными зонами и контрольно-пропускным пунктом, а также согласно требованиям ГО предусмотрен третий выезд с территории промплощадки.

В пределах ограды промплощадки размещается железнодорожная станция АЭС, предназначенная в основном, для вывоза отработавшего и приема свежего топлива. На станции размещается открытый пристанционный перегрузочный узел.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

127

Для организации эксплуатации средств охраны на АЭС предусмотрен комплекс сооружений физической защиты, расположенный в зоне общестанционных вспомогательных сооружений в составе: здания центра физзащиты, здания дизельгенераторной установки, гаража автотранспорта ВО, здания служебного собаководства.

Убежища гражданской обороны размещены с учетом радиусов сбора укрываемых в местах наибольшего сосредоточения персонала и находятся в зоне вспомогательных сооружений и за вторым энергоблоком.

Генеральный план АЭС – 2006 приведен на рисунке 31.

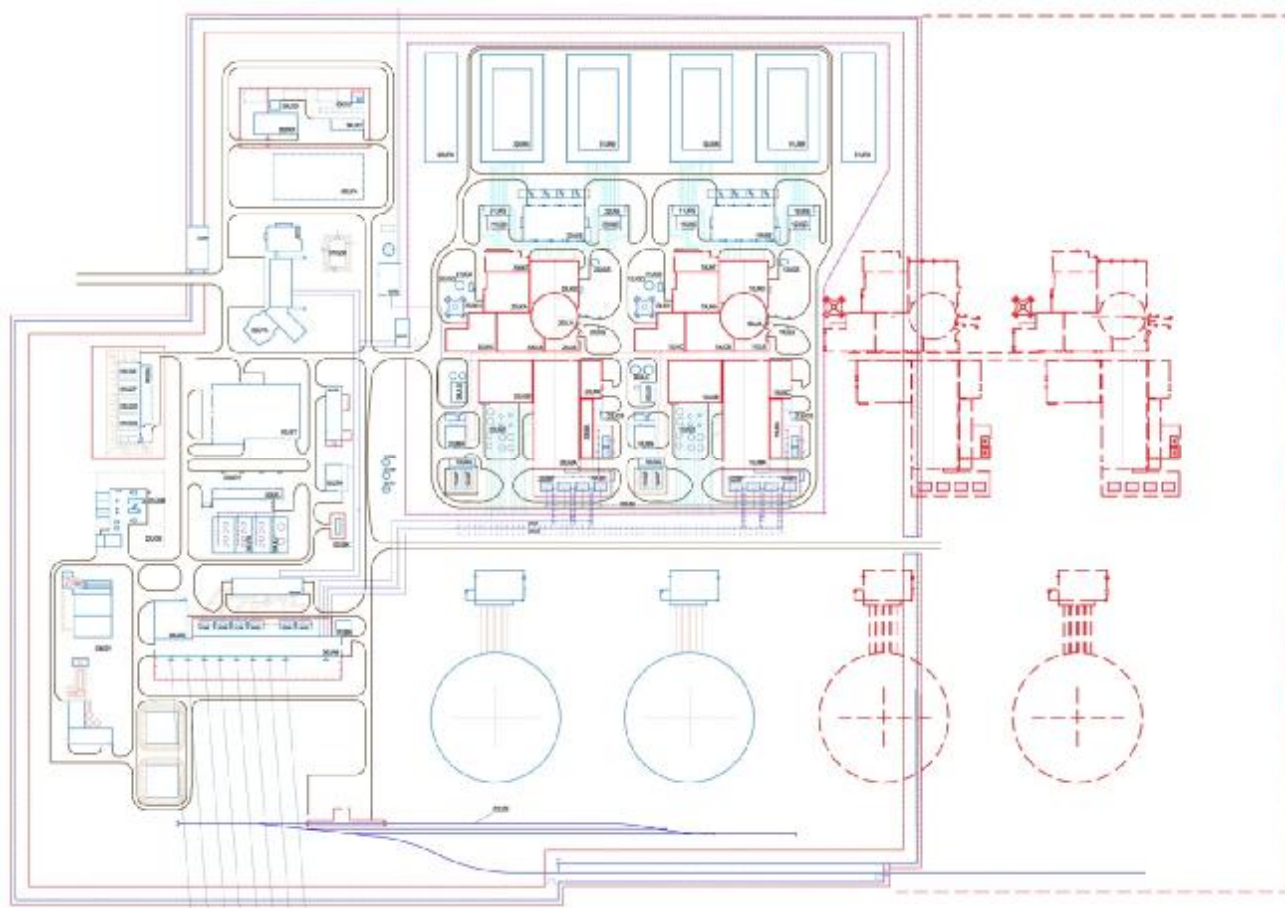


Рисунок 31 – Генеральный план АЭС - 2006

Примерный общий вид белорусской АЭС приведен на рисунке 32.

Инов. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата



Рисунок 32 – Примерный общий вид белорусской АЭС

7 ХАРАКТЕРИСТИКА ИСТОЧНИКОВ ВОЗДЕЙСТВИЯ БЕЛОРУССКОЙ АЭС НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ

Жизненный цикл АЭС составляет более 100 лет и состоит из следующих этапов:

- проектирование и строительство станции - 6 – 8 лет;
- эксплуатация станции (проектный срок) - 50 лет;
- подготовка и снятие с эксплуатации - 10 – 15 лет;
- снятие с эксплуатации с предварительным этапом выдержки консервируемой части энергоблока - 30 лет;
- демонтаж оборудования - 5 – 10 лет.

На каждом из этапов жизненного цикла АЭС меняются виды и источники воздействия АЭС на окружающую среду, а также сам характер воздействий. Если на первом этапе характерно механическое воздействие АЭС, обусловленное большим объемом строительных (земляных) работ, то для длительного эксплуатационного периода характерно длительное тепловое, химическое, физическое и радиационное воздействие в количествах, не превышающих установленные НТД нормы. В настоящем разделе описаны источники воздействий АЭС на окружающую среду, даны, по возможности, количественные оценки различным видам воздействий и отходам, образующимся в течение жизненного цикла станции.

Инов. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	№ док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

129

7.1 Строительство атомной электростанции

Потенциальными источниками воздействия на окружающую среду при строительстве АЭС являются:

- некоторые предприятия строительной базы (бетонорастворное и асфальтобетонное хозяйства, автохозяйство, база механизации, складское хозяйство и др.);
- временные автомобильные дороги;
- площадки складирования и укрупнительной сборки строительных материалов и конструкций;
- процессы выполнения некоторых видов строительного-монтажных работ (земляные и бетонные работы, и др.).

Основными факторами воздействия являются:

- пыление подъездных и внутриплощадочных автодорог;
- неорганизованный вывоз и складирование грунта, мусора и отходов строительного производства;
- пыление цемента и инертных заполнителей на бетонорастворном хозяйстве (БРХ);
- дымовые выбросы;
- выхлопные газы строительных механизмов и автотранспортных средств;
- бытовые стоки с предприятий стройбазы и промплощадки;
- технические стоки с бетонорастворного хозяйства, участка антикоррозионных работ, площадок мойки автотранспортных средств, перевозящих бетон и раствор;
- протечки горюче-смазочных материалов на складах и заправках и т.п.

В ходе строительства АЭС образуется мусор, образующиеся при производстве монолитного бетона и раствора, транспортирования материалов и хранении на складе потребителя, при монтаже конструкций и производстве строительного-монтажных работ. Предполагаемые объемы строительного мусора приведены в таблице 26 [11].

Таблица 26 - Объемы строительного мусора

Наименование основных материалов, используемых при строительстве	Трудноустраняемые потери и отходы, тыс. м ³
Товарный бетон	13,3
Товарный раствор	0,35
Рулонные гидроизоляционные и кровельные материалы, тыс.м ³	0,05
Минераловатные изделия, тыс.м ³	1,06
Лакокрасочные материалы и битумные составы	0,1
Пиломатериалы	0,31
Невозвратная тара и упаковка	9,00
Неучтенные отходы	0,73
Итого строительного мусора	24,90
Твердые бытовые отходы	7,1

Для оценки влияния на состояние атмосферного воздуха выбросов вредных химических веществ (ВХВ) строительного оборудования, машин и механизмов используемых при строительстве АЭС, проведены оценочные расчеты концентраций веществ в приземном воздухе рабочей зоны (строительная площадка, таблица 27) и в

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата
------	---------	------	-------	-------	------

атмосферном воздухе ближайшего населенного пункта (2 км от стройплощадки, таблица 28) на объекте аналоге белорусской АЭС – Нижегородской АЭС [14].

Всю технику, используемую на стройплощадке, можно разделить на три группы:

- дорожно-строительная техника (360 шт., общей мощностью 25500 кВт);
- автотранспортные средства (482 шт.);
- дизельные установки (13 шт., общей мощностью 440 кВт).

Таблица 27 – Максимальная концентрация веществ в долях ПДК рабочей зоны в атмосферном воздухе на стройплощадке, при одновременной работе всей техники при строительстве АЭС

Вещество	Максимальная концентрация в долях ПДК	ПДК, мг/м ³	Класс опасности
CO	0,35	20	4
NO ₂	0,79	5	2
NO	0,13	5	3
CH	<0,01	900	4
C	0,13	4	3
SO ₂	0,02	10	3
NH ₃	<0,01	20	4
CH ₂ O	<0,01	0,5	2
Бенз(^a)пирен	<0,01	1,5·10 ⁻⁴	1
Группа суммации (NH ₃ + CH ₂ O)	<0,01	-	-
Группа суммации (NO ₂ + SO ₂)	0,80	-	-

Таблица 28– Максимальная концентрация веществ в долях ПДК для населения в атмосферном воздухе ближайшего населенного пункта (2 км от стройплощадки) при опасной скорости ветра (0,5 м/с), по типам техники одновременно работающей на строительстве АЭС

	Максимальная концентрация в долях ПДК				ПДК, мг/м ³
	дорожно-строительная техника	автотранспортные средства	дизельные установки	вся техника	
CO	0,15	0,13	0,81	0,98	5
NO ₂	5,0	0,57	0,22	5,79	0,2
NO	0,41	0,05	0,02	0,47	0,4
CH	0,19	0,04	0,02	0,24	1
C	0,98	<0,01	0,01	1,01	0,15
SO ₂	0,08	0,05	0,01	0,14	0,5
NH ₃	<0,01	<0,01	<0,01	<0,01	0,2
CH ₂ O	-	-	0,02	0,02	0,035
Бенз(^a)пирен	-	-	0,01	0,01	1·10 ⁻⁶
Группа суммации (NH ₃ + CH ₂ O)	-	-	-	0,02	1
Группа суммации (NO ₂ + SO ₂)	5,08	0,62	0,23	5,93	1

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата
------	---------	------	-------	-------	------

Как следует из таблицы 28 при опасной скорости ветра превышение ПДК присутствует по веществам NO₂ и группе суммации (NO₂+ SO₂) от выбросов ВХВ работающей дорожно-строительной техникой и поэтому ее суммарная мощность не должна превышать ~5000 кВт. По автотранспортным средствам ограничений не требуется, так как ее одновременное присутствие на площадке не возможно.

Этап монтажа оборудования связан с образованием значительного количества твердых обычных отходов, обычно состоящих из строительных и бытовых отходов. Вид и прогнозируемое количество отходов на данном этапе приведен в таблице 29.

Таблица 29 – Вид и прогнозируемое количество обычных отходов на этапе строительства белорусской АЭС

Вид отходов	1 реактор	2 реактор
Бумага	Общее количество:	Общее количество:
Стекло	14500 т из них	27000 т из них
Отходы упаковки		
Металлом	1000-2000 т не подлежит дальнейшему использованию (нижний предел)	2000-4000 т не подлежит дальнейшему использованию (нижний предел)
Отходы электроники		
Отходы шин		
Вышедший из употребления транспорт	Ориентировочное максимальное количество отходов 385 т/месяц	Ориентировочное максимальное количество отходов 740 т/месяц
Осадок сточных вод		
Осадок бетона		
Свинцовые батареи		
Загрязненные почвы		
Использованное масло		
Остаточные краски и		
Питьевая и необработанная вода	730 000 м ³	1 400 000 м ³
- стоки после обработки	20 000 м ³ /месяц как максимальное количество	40 000 м ³ /месяц как максимальное количество

Точное количество, свойства и объемы отходов могут быть определены после выбора проекта АЭС, разработки архитектурного проекта белорусской АЭС, поставщиков оборудования АЭС и т.д.

Учитывая, что период строительства займет 6-8 лет, максимальное годовое производство твердых отходов будет достигнуто ближе к концу первого года и во время второго года строительства, затем оно будет медленно и постоянно уменьшаться.

Образующиеся отходы можно разделить на различные категории:

- повторно используемые материалы: должны быть отделены и сложены отдельно;
- биологические отходы: должны быть собраны в отдельную тару;
- электроприборы и электронные отходы;
- энергетические отходы (отходы, потенциально сжигаемые на энергетической установке, такие как бумага и картон);
- древесные отходы;
- отходы, помещенные на свалках;

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Коп.уч.	Лист	№ док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

- опасные отходы.

Твердые отходы будут обработаны с помощью используемых технологий обработки и будут храниться до окончательного удаления с площадки на полигоны за пределами площадки АЭС. Подрядчик должен вывезти все отходы и загрязненную почву, образовавшуюся во время строительства и должен выполнить необходимые работы для сохранения территории строительства и сброса почвы в аккуратном и чистом состоянии.

Опасные отходы будут рассортированы, упакованы и герметизированы подрядчиком и затем будут перевезены на полигон для хранения опасных отходов за пределами строительной площадки. Другие опасные отходы, такие как химикаты и гидрокарбонаты (охлаждатели, отходы масла, растворители и другие химикаты) также будут производиться во время строительного этапа. Объем этих отходов на нынешнем этапе трудно оценить, так как он во многом зависит от строительных работ и от характерных операций на площадке строительства.

Жидкие отходы (включая стоки, остатки масла и т.д.) будут направлены в соответствующее промежуточное хранилище и/или дренажные системы. Прямой сброс в воду загрязненной канализационной воды будет строго запрещен. Стоки будут обработаны соответственным образом на установках обработки сточных вод. Также будет внедрена система сбора ливневой воды.

Объектами рекультивации являются территории строительной базы отвалов и карьеров. После окончания срока эксплуатации временных сооружения они демонтируются, выполняется планировка, обеспечивающая поверхностный сток. На всей рекультивируемой территории после ее планировки производится укладка почвенного грунта, возможно удобрение и посев трав.

После отработки карьеров и отвалов грунтов предусматривается рекультивация их территории с производством работ по ее благоустройству. С этой целью производится планировка площади с уположением откосов, нанесением почвенного слоя от вскрыши, посев трав.

Грунт, снятый в процессе строительства в местах застройки, складировается во временном отвале, расположенном недалеко от промплощадки, и используется в дальнейшем для рекультивации и благоустройства.

Организация работ по линейным сооружениям (автомобильные и железные дороги, каналы техводоснабжения, трубопроводы) предусматривает максимальное использование для проездов автотранспорта пятен застройки линейных сооружений.

Нарушенные прилегающие полосы планируются, присыпаются заранее снятым с пятен застройки строительным грунтом и засеваются травой.

Строительные отходы и мусор вывозятся на полигон промышленных отходов.

7.2 Перечень и краткая характеристика видов воздействий АЭС на окружающую среду

Рассмотрим АЭС с реактором с водой под давлением ВВЭР – 1000, с общим КПД АЭС 33 %. Основные элементы ВВЭР показаны на рисунке 33 [35].

Взам. инв. №						
Подпись и дата						
Инв. № подл.						
Изм.	Кол.уч.	Лист	Нодок	Подп.	Дата	
1588-ПЗ-ОИ4						Лист
						133



Узел 1. Потребность в уране и размещение отработавшего топлива. Для загрузки активной зоны требуется около 80 т топлива в виде UO_2 . Одна треть этого количества (26,7 т) перегружается во время перегрузки. Цикличность перегрузки определяется топливным циклом - 12, 18 или 24 месяца. Выгруженное отработавшее топливо после этого хранится на АЭС в бассейне выдержки отработавшего топлива. Активность отработавшего топлива после выгрузки составляет около 10^{20} Бк.

Узел 2 (см. рисунок 33). Годовые допустимые выбросы радиоактивных газов и аэрозолей АС нормируются СП АС – 03. Для реакторов ВВЭР приняты следующие значения предельных годовых выбросов:

- ИРГ - $6,90 \times 10^{14}$ Бк;
- ^{131}I (газовая + аэрозольная формы) – $1,8 \times 10^{10}$ Бк;
- ^{60}Co - $7,4 \times 10^9$ Бк;
- ^{134}Cs - $0,9 \times 10^9$ Бк;
- ^{137}Cs - $2,0 \times 10^9$ Бк.

Кроме этого ежегодно АЭС выбрасывает ^{14}C около $2,3 \times 10^{11}$ Бк и ^3H около $3,0 \times 10^{13}$ Бк. Причиной возникновения газообразных выбросов АЭС является протечка через неплотности твэл и попадание газообразных продуктов деления в теплоноситель первого контура. Эти газы удаляются из теплоносителя и после соответствующей обработки поступают в окружающую среду через различные фильтры. Используемые в проектах системы очистки обеспечивают 99 % очистку от молекулярного йода, 99 % очистку от органических форм йода, 99,9 % от аэрозолей. Радиоизотопы в выбросах быстро перемешиваются с воздухом до концентраций, значительно меньших допустимых, еще до того, как достигнут границ территории станции.

Узел 3. Жидкие радиоактивные сбросы активированных продуктов коррозии и трития активности $4,44 \times 10^9$ и $1,12 \times 10^{13}$ Бк/год соответственно. Однако на многих реакторах достигается значительно более низкое количество сбросов за счет меньшего числа дефектов твэлов и меньшей утечки из первого контура во второй. Сбросы жидкостей поддерживаются на низком уровне при помощи переработки для повторного использования основного количества отработавших жидкостей.

Узел 4. Ожидаемая активность низкоактивных твердых радиоактивных отходов (включая остатки после испарения жидких отходов) составляет около $1,96 \times 10^{14}$ Бк/год.

Узлы 5,6,8-11 и 13. Под этими точками понимаются стоки нерадиоактивной воды и сливные воды предприятия. Они могут быть классифицированы следующим образом.

1) Остатки воды из системы подпитки возвращаются в реку. Эта вода содержит продукты очистки речной воды, которой она подвергалась перед использованием для подпитки.

2) Вода, используемая для различных целей на АЭС в количестве до $302800 \text{ м}^3/\text{год}$. Большая часть этой воды используется для стирки, душа и в различных технических системах станции.

3) Расход воды через испарение в градирнях для обеспечения требований охлаждения приближается к $15,14 \text{ млн. м}^3/\text{год}$. Испарение воды в таких количествах может вызвать образование туманов или наледей в локальном масштабе; этот эффект присущ любым станциям, где используются градирни.

4) Остатки воды в градирнях, около $3,785 \text{ млн. м}^3/\text{год}$, поступают обратно в реку. В добавление к нерастворенным твердым частицам эта вода будет содержать химикаты, добавляемые для предотвращения коррозии и засорения в градирне. Обычно для этих целей используются серно-кислотные ингибиторы на основе хрома.

5) Вода, используемая в градирнях (см. п.3 и 4) в количестве около $19 \text{ млн. м}^3/\text{год}$, поступает из реки непосредственно.

Узел 7. Различные химикаты добавляются в речную воду прежде, чем вода будет использована на станции. Эти химикаты необходимы для очистки, деминерализации, стабилизации, контроля pH или хлорирования воды. Их количества сильно различаются для разных станций в зависимости от качества используемой воды.

Узел 12. Продукты сгорания органического топлива образуются даже на атомной станции. Относительно малые количества SO_2 , NO_x , CO и их соединений будут обра-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

135

зовываться при работе запасных дизельных генераторов (они работают только в условиях аварии при обесточивании или при испытаниях около 2 ч/мес) и вспомогательной пуско-резервной котельной, используемой до пуска станции или в течение 6 – 8 недель в году во время перегрузки топлива.

Перечисленные выше параметры относятся к станции электрической мощностью 1000 МВт. Современные станции имеют проектную мощность до 1700 МВт на энергоблок. В первом приближении можно считать расход ресурсов и выбросы со станции пропорциональными мощности. Для тех случаев, когда линейная зависимость выполняется неточно, погрешность не будет превышать 20 %.

Таким образом, в период эксплуатации и снятия с эксплуатации в районе размещения АЭС будут фиксироваться следующие виды воздействий:

- тепловое, связанное с работой систем охлаждения технологического оборудования АЭС (брызгальных бассейнов и градирен);
- химическое, обусловленной применением химикалий в технологических процессах АЭС, работой систем очистки, водоподготовки и т.д.;
- электромагнитное, источниками которого могут быть ВЛ – 330 кВ, высоковольтное оборудование;
- шумовое;
- радиационное.

7.3 Физико-химические виды воздействия

7.3.1 Тепловое воздействие

В качестве охладителя турбинного оборудования энергоблоков белорусской АЭС предполагается использовать две испарительные градирни с противоточной схемой движения теплоносителя воды и воздуха. Испарительная градирня представляет собой башню, внутри которой разбрызгивается вода из охлаждающего контура. При падении в восходящем потоке воздуха капли воды охлаждаются за счет испарения и конвективного теплообмена. При работе градирни в атмосферу через выходное сечение (устье) башни выбрасывается большое количество теплого и влажного воздуха, который образует факел из паро-воздушной смеси. Влияние на окружающую среду испарительные градирни оказывают в основном через этот факел.

Параметры факела: высота подъема, геометрические размеры, содержание в нём тепла и влаги определяются параметрами башенной градирни и характеристиками пограничного слоя атмосферы площадки АЭС.

В качестве примера на этапе ОВОС белорусской АЭС приведем количественную оценку влияния выбросов в атмосферу испарительных градирен Нижегородской АЭС на микроклимат прилегающих территорий.

На энергоблок номинальной электрической мощностью 1200 МВт предполагается использовать башенную испарительную градирню с расчетной тепловой нагрузкой 1717 Гкал/ч и приведенными ниже параметрами:

- а) геометрические параметры градирни:
 - высота башни -170 м;
 - диаметр устья башни – 86,8 м.
- б) расход воздуха, выбрасываемого через устье башни:
 - летом – 21300 м³/с;
 - зимой – 22750 м³/с.
- г) средняя скорость пара-воздушной смеси на выходе из устья башни:
 - летом – 3,6 м/с;
 - зимой – 3,8 м/с.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Расчеты показали, что максимальные среднегодовые значения наземных приращений удельной влажности и температуры воздуха могут достигать 0,0129 г/кг и 0,0133 °С соответственно на расстоянии от 3360 до 4490 м от градирен при южном направлении ветра.

На рисунке 34 показано распределение рассчитанных приращений наземной удельной влажности вокруг градирен Нижегородской АЭС [14].

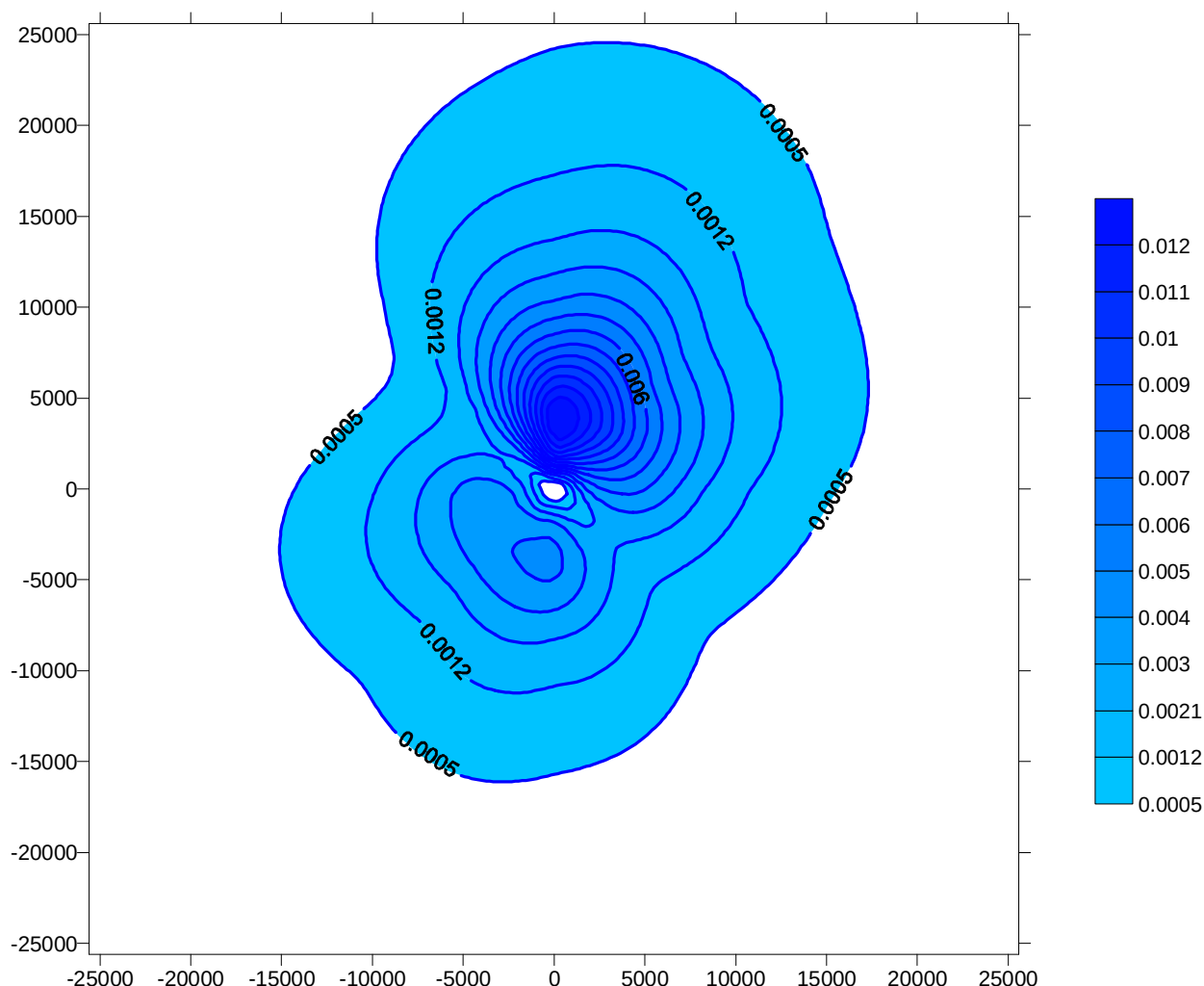


Рисунок 34 – Распределение рассчитанных приращений удельной влажности (г/кг) вокруг градирен Нижегородской АЭС. Точка с координатами (0, 0) – место размещения градирен. Расстояние от градирен (м) на север и на восток положительное, на юг и запад – отрицательное

Видно, что геометрия поля среднегодовых наземных значений приращений удельной влажности в основном определяется повторяемостью направлений ветра. Максимальные наземные значения приращения удельной влажности воздуха формируются при наиболее часто повторяемых направлениях ветра, а именно, при южном и юго-западном направлениях ветра.

Из анализа результатов расчетов следует, что выбросы тепла и влаги градирен Нижегородской АЭС с рассмотренными физическими характеристиками не будут оказывать существенного влияния на микроклимат прилегающей к ним территории, по-

Инов. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

сколько среднегодовой прирост наземной температуры и удельной влажности воздуха незначителен.

Полученные предварительные оценки среднегодовых значений приращений температуры и удельной влажности воздуха в приземном слое атмосферы существенно меньше среднегодовых значений и межгодовой изменчивости этих метеорологических элементов в районе площадки Нижегородской АЭС. Среднегодовая температура воздуха в районе площадки равна 4,3 °С. На основании этого можно сделать вывод о том, что градирни не могут оказать существенного влияния на микроклимат прилегающих территорий.

Следует отметить, что капельный унос, оказывающий на окружающую территорию негативное влияние, поддается регулированию с помощью установки над системой водораспределения градирни специальных водоулавливающих устройств.

В настоящее время для снижения капельного уноса применяются специальные водоулавливающие устройства, позволяющие снизить капельный унос в десятки раз.

В 2005 – 2006 годах во ВНИИГ им. Б.Е.Веденеева был выполнен большой комплекс модельных исследований полимерных водоуловителей для башенных градирен площадью орошения 10000 м², предназначенных для системы техводоснабжения ЛАЭС – 2. Исследования показали, что при использовании эффективных полимерных водоуловителей капельный унос снижается с 0,6% (без водоуловителей) до 0,002 % от расхода в градирне. Водоуловитель набирается из пластмассовых волнистых или уголковых элементов с расстоянием между элементами в свету около 50 мм.

Опыт эксплуатации оборотных систем крупных ТЭС и АЭС с башенными испарительными градирнями, а также проведенные комплексные расчеты с использованием гидродинамической модели формирования паровлажностного факела в окрестности градирен показали:

- оборотные системы охлаждения с башенными градирнями представляют с точки зрения охраны окружающей среды вполне приемлемое решение;

- влияние на окружающую среду градирни, в основном, оказывают через паровлажностный факел;

- применение в градирнях современных высокоэффективных полимерных уловителей позволяет снизить капельный унос с 0,6 % (без водоуловителей) до 0,002 %, и свести негативное влияние градирен на окружающую среду до минимума;

- область влияния градирен на микроклимат местности ТЭС практически ограничивается территорией промышленной площадки станции с очень незначительным (не более 150 – 200 м) выходом за ее пределы;

- создаваемыми тепловыми и паровлажностными выбросами градирен аномалии температуры и влажности оказываются незначительными и достигают максимальных значений 6 – 8 °С (для температуры воздуха) и 5 – 6 % для относительной влажности;

- максимальные значения интенсивности осаджения воды на подстилающую поверхность за счет гравитационной седиментации водяных капель как непосредственно выброшенных через выходное сечение башни, так и образовавшихся в атмосфере в результате конденсации пара, составляют не более 1 – 2 мм/ч в летний период и до 3 – 4 мм/ч в зимний период; подобные величины характерны для такого метеорологического явления, как «морось».

Расчеты башенной градирни для белорусской АЭС будут проведены на этапе архитектурного проекта.

7.3.2 Химическое воздействие

Химическое воздействие на атмосферу, водную среду и грунт могут оказывать химические элементы и вещества, входящие в состав выбросов и сбросов.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Нодок	Подп.	Дата

Источниками химического воздействия на атмосферу являются газообразные выбросы при работе технологического оборудования, осуществляемые через вентиляционные системы и дымовые трубы.

Основным источником таких выбросов является в настоящее время пускорезервная котельная (ПРК), которая дает 85-90 % суммарных годовых выбросов от АЭС. За количеством выбросов на станции установлен постоянный контроль.

Производственные и хозяйственно-бытовые сточные воды проходят очистку и соответствующую обработку. Очищенные и обработанные сточные воды используются в технологическом цикле и не сбрасываются в водоемы общего пользования.

Химическое воздействие на грунт может иметь место вследствие осаждения химических элементов и соединений из атмосферы.

В таблице 30 представлены источники сбросов и характеристика их воздействия на окружающую среду [12,14-16].

Таблица 30 – Источники химического воздействия на окружающую водную среду

Наименование источника	Вид воздействия	Результат воздействия
1 Главный корпус. Блочные обессоливающие установки	Сброс регенерационных вод	Практически не воздействуют, так как после нейтрализации эти воды сбрасываются в водоем охладитель. При этом солесодержание в водоеме возрастает на 1,1 %
2 Главный корпус. Помещения в зоне свободного режима	Сброс замасленных стоков	Не воздействуют, так как очищаются от масел и нефтепродуктов, а улавливаемые загрязнения сжигаются
3 Главный корпус. Системы охлаждения оборудования и механизмов	Сброс охлаждающей воды	Не воздействуют, так как в охлаждающей воде отсутствуют вредные компоненты
4 Дизель-генераторные станции	Сброс охлаждающей воды	Не воздействуют, так как охлаждение производится по замкнутому контуру
5 СВО	Сброс дебалансных вод	Не воздействуют, так как эти воды либо возвращаются в цикл второго контура, либо сброс производится после радиационного контроля
6 СВО	Сливы из душевых и спецпрачечной	Не воздействуют, так как проходят очистку и радиационный контроль
7 Пускорезервная котельная (будет работать только в аварийной ситуации отключения энергоблоков)	Сброс промывочных и продувочных вод, охлаждающей воды, протечек	Не воздействуют, так как проходят очистку от шлама и нефтепродуктов

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата
------	---------	------	-------	-------	------

1588-ПЗ-ОИ4

Окончание таблицы 30

Наименование источника	Вид воздействия	Результат воздействия
8 Масломазутодизельное хозяйство	Сброс охлаждающей воды, ливнестоков, загрязненных нефтепродуктами, конденсата чистого и загрязненного нефтепродуктами	Не воздействуют, так как проходят очистку и контроль
9 Азотно-кислородная установка	Сброс охлаждающей воды	Не воздействуют, так как охлаждение воды производится по замкнутому циклу
10 Компрессорные на промплощадке	Сброс охлаждающей воды	Не воздействуют, так как охлаждение воды производится по замкнутому циклу
11 ОВК. Ремонтные мастерские	Вредные сбросы отсутствуют	–
12 Автотранспортное предприятие	Сброс производственных стоков от мойки автомобилей	Не воздействуют, так как проходят очистку в очистных сооружениях оборотного водоснабжения
13 ОВК. Обессоливающая установка, подпитка теплосети, подпитка системы охлаждения потребителей группы «А»	Сброс продувочных и регенерационных вод	Практически не воздействуют, так как продувочные воды осветлителей после осаждения шлама возвращаются в цикл ХВО, а регенерационные воды после нейтрализации сбрасываются в окружающую среду. При этом содержание в водоеме возрастает на 1,1 %
14 Все производственные помещения с постоянным пребыванием персонала	Хозяйственно-бытовые стоки	Не воздействуют, так как проходят полную биологическую очистку
15 Территория промплощадки	Дождевые стоки	Не воздействуют, так как проходят очистку и возвращаются в цикл ХВО

В воздушную среду поступают выбросы от основных и вспомогательных производственных помещений, расположенных на промплощадке АЭС. Указанные выбросы содержат химические вещества и элементы, оказывающие вредное воздействие на окружающую среду. Большинство источников работает в периодическом режиме, поэтому количество валовых годовых выбросов невелико.

Источники нерadioактивного воздействия на воздушную среду представлены в таблице 31.

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №						
			Изм.	Коп.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист 140

Таблица 31 - Источники химического воздействия на окружающую воздушную среду

Наименование источника	Режим работы	Основные вредные компоненты выбросов
1 Пускорезервная котельная	Аварийный источник	NO _x , SO ₂ , CO, V ₂ O ₅ , сажа
2 Масломазутохозяйство	Периодически	Пары керосина, углеводороды
3 Дизель-генераторные станции	Периодически	NO _x , SO ₂ , CO, сажа
4 Цех централизованного ремонта	Периодически	Mg, сварочный аэрозоль, пыль абразивно-металлическая
5 Ремонтно-строительное предприятие	Периодически	Пыль неорганическая с содержанием SiO ₂ от менее 20 до более 70 %, пыль древесная, NO _x , SO ₂ , CO, сажа
6 Автотранспортное предприятие	Периодически	NO _x , SO ₂ , CO, сажа, пары нефтепродуктов, бензин, керосин и прочее.
7 Жилищно-коммунальное управление	Периодически	CO, NO _x , пыль древесная, сварочная аэрозоль, пары нефтепродуктов
8 Комплекс по переработке твердых радиоактивных отходов (новое сооружение)	Периодически	CO ₂ , NO _x , SO ₂ , HCl.

7.3.3 Жидкие сбросы в окружающую среду

Технические сточные воды, отводимые от станции, формируются за счет:

- продувки оборотных систем технического водоснабжения с градирнями;
- шламовых вод промывки сетчатых и дисковых фильтров и мембран установки ультрафильтрации (УУФ),
- концентрата от установки обратного осмоса первой ступени (УОО-I)
- нейтрализованных сточных вод из бака-нейтрализатора.

В настоящих расчетах учтены следующие стоки, нейтрализуемые в баке – нейтрализаторе:

- промывные воды АСФ (1000 мкм);
- промывные воды АСФ (200 мкм);
- стоки от кислотных промывок УУФ;
- стоки от щелочных промывок УУФ.

Качественные и количественные характеристики технических сточных вод приведены в таблице 32 [44].

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Таблица 32 - Состав и объем технических сточных вод при работе одного энергоблока белорусской АЭС

Компонент	Продувки оборотных систем технического водоснабжения	Стоки концентрата от первой ступени установки обратного осмоса	Нейтрализованные стоки из БН при смешении с регенерационными растворами ФСД	Шламовые воды от УУФ (нейтральные)	Характеристики стоков отводимых в р. Вилия
Номинальный расход, м³/час	2322	73.5	14,6	62.9	2473
Режим поступления	Постоянный	Постоянный	Периодический	Постоянный	
Взвешенные вещества, мг/л	12,4	0	9	175,3	11,7
Температура воды, °С	Зима -27.2	25	30	25	27,1
	Лето – 37.7				37,0
Минерализация, мг/л	679	1513	728	387	697
рН	8,25	7,51	7,5	7	8,19
Кальций. Ca ²⁺ (мг/дм³)	116,74	253.4	65	63,71	119,1
Магний. Mg ²⁺ (мг/дм³)	31,96	68,13	19	17,13	32.58
Натрий. Na ²⁺ (мг/дм³)	10,08	35,76	94,89	7,75	11,28
Калий. K ⁺ (мг/дм³)	4,66	9,49	2,5	2,5	4,74
Железо общее (мг/дм³)	0,06	0,2	0,095	0,05	0,064
Марганец. Mn ²⁺ (мг/дм³)	0,02	0,2	0,100	0,098	0,028
Алюминий. Al ³⁺ (мг/дм³)	0,042	0,2	0,453	0,05	0,049
Цинк. Zn ²⁺ (мг/дм³)	0,026	0,052	0,013	0,013	0,0264
Фосфаты. PO ₄ ³⁻ (мг/дм³)	0,238	0,4	0,103	0,103	0,238
Хлориды Cl ⁻ (мг/дм³)	24,86	68,17	17,18	17,18	25,9

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	№ док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Компонент	Продувки оборотных систем тех- нического водоснаб- жения	Стоки кон- центрата от первой сту- пени уста- новки об- ратного ос- моса	Нейтрали- зованные стоки из БН при смеша- нии с реги- нерацион- ными рас- творами ФСД	Шламовые воды от УУФ (нейтраль- ные)	Характери- стики сто- ков отво- димых в р. Вилия
Сульфаты. SO_4^{2-} (мг/дм ³)	37,8	229,2	330,9	57,47	45,7
Бикарбонаты (мг- экв/дм ³)	428,7	779,1	166	197	432
Кремний. SiO_3^{2-} (мг/дм ³)	14,86	35,8	9,3	9,21	15,3
Аммоний. NH_4^+ (мг/дм ³)	0,08	2,26	0,6	0,6	0,161
Нитраты. NO_3^- (мг/дм ³)	0,80	29,79	7,8	7,8	1,88
Нитриты. NO_2^- (мг/дм ³)	0,012	0,14	0,074	0,074	0,0177
Нефтепродукты	0,016	0,02	0,013	0,013	0,0160
СПАВ	0,002	0,01	0,05	0,05	0,0037

7.3.4 Характеристика химических выбросов

Сооружения, размещенные на промплощадке белорусской АЭС, являются источниками периодических воздействий на окружающую среду в виде нерадиоактивных выбросов и сбросов. Эти выбросы и сбросы возникают как следствие технологических процессов, протекающих в пределах этих сооружений. Их вредные воздействия заключаются в том, что в этих выбросах и сбросах имеются химические элементы и вещества, предельное содержание которых регламентируется действующими санитарными нормами и правилами.

Вредными составляющими химических выбросов в атмосферу из источников АЭС являются:

- пыль;
- диоксид серы (сернистый ангидрид);
- окись углерода;
- двуокись азота;
- аммиак;
- бензол;
- ксилол;

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№ док	Подп.	Дата

- толуол;
- фенол;
- марганец и его соединения;
- фтористый водород;
- сажа;
- пары серной кислоты.

7.4 Радиационное воздействие

7.4.1 Выбросы радиоактивных газов и аэрозолей со станции

Очищенные от радиоактивных загрязнений газоаэрозольные отходы энергоблока и вытяжной воздух из помещений ЗКД выбрасываются в окружающую среду через высотную вентиляционную трубу. Конструкция трубы рассчитана на ПЗ и не рассчитана на падение самолета. Контроль за выбросами осуществляется непрерывно автоматизированной системой радиационного контроля (АСРТК).

При эксплуатационных нарушениях на станции, сопровождаемых дополнительным выходом радиоактивных веществ в воздух технологических помещений, низкий уровень радиоактивных изотопов йода и аэрозолей в газоаэрозольном вентиляционном выбросе поддерживается за счет эффективной фильтрации вытяжного воздуха из помещений ЗКД вспомогательных зданий и сооружений. Балансовая схема возможного поступления радиоактивных газов и аэрозолей в атмосферу приведена на рисунке 35.

Для АЭС в Российской Федерации установлены ограничения на выбросы радиоактивных газов и аэрозолей в окружающую среду на уровне ДВ, регламентированных СП АС-03. Величины радиоактивных выбросов инертных радиоактивных газов (ИРГ) и аэрозолей на АЭС (с реакторами ВВЭР) России в 2005 г. с оценкой по отношению к годовым допустимым выбросам (ДВ), установленным СП АС-03, приведены в таблице 33 [45].

Таблица 33 – Величины радиоактивных выбросов

АЭС	ИРГ	I-131	Co-60	Cs-134	Cs-137
	ТБк (% от ДВ)	МБк (% от ДВ)			
АЭС с ВВЭР-1000 и ВВЭР-440					
Нововоронежская	110 (16)	1700 (9,4)	350 (4,7)	41 (4,6)	140 (7)
Кольская	4,2 (0,6)	134 (0,7)	88 (1,2)	0,01	53 (2,7)
Ростовская	0,2 (0,02)	57 (0,3)	0,8 (0,01)	0,2 (0,03)	0,1 (0,01)
Балаковская	0,2 (0,02)	223 (1,2)	7,7 (0,1)	2,4 (0,3)	7 (0,4)
Калининская	49 (7)	512 (2,8)	4,1(0,1)	0,7 (0,1)	1,8 (0,1)

В 2005 году газоаэрозольные выбросы АЭС были ниже ДВ и не превышали уровней установленных в СП АС-03.

Случаев превышения выбросов радионуклидов за сутки и за месяц, выше значений контрольных уровней, регламентированных СП АС-03, не наблюдалось.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата



7.4.2 Сбросы радиоактивных веществ со станции

После радиационного контроля, осуществляемого датчиками АСРТК в контрольных баках и анализом проб в радиохимической лаборатории, дебалансные воды станции из зоны контролируемого доступа (ЗКД) сбрасываются. При необходимости вода из контрольных баков поступает на повторную очистку в систему переработки трапных вод.

Балансная схема возможного поступления радиоактивных веществ в гидросферу при длительной работе энергоблока в нормальном режиме представлена на рисунке 36.

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №						
Изм.	Кол. вч.	Лист	Недок	Подп.	Дата	1588-ПЗ-ОИ4		Лист
								146

Рисунок 36 – Поступление радиоактивных веществ в окружающую среду с жидкими нерадиоактивными сбросами при работе блока в номинальном режиме

Объемы жидких сбросов в окружающую среду и поступление радионуклидов в поверхностные воды в 2005 году по отношению к допустимому сбросу (ДС) для АЭС, приведены в таблице 34 [45].

Таблица 34 – Объемы жидких сбросов и поступление радионуклидов в водоемы

АЭС	Объем сброшенной воды, м ³	Поступление радионуклидов в водоемы, в % ДС
АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 и ВВЭР-440		
Нововоронежская	51000	18,9
Кольская	16102	0,01
Ростовская	На АЭС используется оборотное водоснабжение	—
Балаковская	40500	0,4
Калининская	79097	8,1

Поступление радиоактивных продуктов с жидкими сбросами АЭС России были меньше допустимых и не превышали 18,9 % величины ДС (Нововоронежская АЭС).

7.5 Обращение с радиоактивными отходами

Основные задачи, решаемые при обращении с РАО:

- при обращении с твердыми РАО – минимизация объемов и безопасное надежное хранение в течение проектного срока;
- при обращении с жидкими РАО - очистка основной массы жидких отходов от радионуклидов, концентрирование радионуклидов в минимальном объеме и перевод жидких концентрированных отходов в формы, удобные для хранения;
- при обращении с газообразными отходами, – очистка перед выбросом в атмосферу до качества, удовлетворяющего критериям безопасности.

Основные производственные функции, выполняемые системами обращения с отходами на АЭС:

- локализация жидких сред, возможность использования которых в рабочих циклах станции исчерпана, именуемых в дальнейшем жидкими РАО.
- доведение радиационных характеристик жидких дебалансов до состояния, позволяющего считать их неактивными, допускающего удаление во внешнюю среду;
- переработка жидких РАО – концентрирование (с целью уменьшения объемов), перевод в твердую фазу – омоноличивание способом смешения с застывающим композитом, в данном случае, с цементом, расфасовка отходов в контейнеры НЗК для удобного безопасного хранения и транспортирования;
- сбор, сортировка, частичная переработка (измельчение, прессование, сжигание горючих низкоактивных РАО) твердых активных отходов, расфасовка низко- и среднеактивных отходов в контейнеры НЗК с последующим заливом отверждающимся композитом (цемент + ЖРО) для удобного безопасного хранения, сбор и расфасовка высокоактивных РАО (средств реакторного контроля) в упаковки хранения (капсулы Комплекта оборудования для организованного хранения высокоактивных ТРО);
- транспортирование отходов к местам хранения, загрузка в ячейки для длительного (до 50 лет) хранения на АС;
- хранение твердых и отвержденных активных отходов;

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Коп.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

148

- очистка удаляемых в атмосферу газовых сред как технологических, так и выбросов зоны контролируемого доступа до состояний, безопасных для удаления в окружающую среду.

Вышеописанные функции осуществляются на АЭС технологическими системами, расположенными в помещениях реакторных зданий, вспомогательных реакторных зданий и в здании переработки и хранения радиоактивных отходов (с размещенным в нем ХТРО). Безопасность реализации функций системами обращения с РАО обосновывается в проектных материалах энергоблока.

Классификация твердых и жидких радиоактивных отходов по степени их активности или радиационного воздействия производится в соответствии с критериями СП АС-03, ОСП – 2002 и НРБ - 2000 – таблица 35.

Таблица 35 – Классификация жидких и твердых радиоактивных отходов по удельной активности

Категория отходов	Уровень излучений, мЗв/ч Гамма-излучающие	Удельная активность, кБк/кг		
		Бета-излучающие	Альфа-излучающие (без трансуранов)	Трансурановые
Низкоактивные	от 10^{-3} до 0,3	менее 10^3	менее 10^2	менее 10
Среднеактивные	от 0,3 до 10	от 10^3 до 10^7	от 10^2 до 10^6	от 10 до 10^5
Высокоактивные	Более 10	более 10^7	более 10^6	более 10^5

Дополнительной классификацией ТРО, рекомендуемой СП АС-03, ОСП - 2002 и практикуемой эксплуатацией в отношении твердых отходов, является их классификация по уровням мощности дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 м от поверхности:

- низкоактивные – от 1 мкЗв/ч до 300 мкЗв/ч;
- среднеактивные – от 0,3 мЗв/ч до 10 мЗв/ч;
- высокоактивные – более 10 мЗв/ч.

Системы обращения с радиоактивными отходами спроектированы таким образом, чтобы уровень облучения персонала находился в допустимых пределах, установленных действующими санитарными нормами для всех проектных режимов АЭС, включая режимы технического обслуживания оборудования систем, с учетом философии «культуры безопасности» и принципом ALARA.

Системы обращения с радиоактивными отходами оснащены средствами технологического радиационного контроля, средствами контроля и управления технологическим процессом, контроля оценки целостности систем, контроля выбросов в окружающую среду.

7.5.1 Источники образования РАО

Исходным фактором радиоактивного загрязнения отходов (отработанных материалов, оборудования и сред) является специфика основного производственного процесса, характеризующаяся образованием искусственных радионуклидов в реакции деления ядер (топлива), приводящей к появлению активных продуктов деления, и реакции активации некоторых радионуклидов, входящих в состав компонентов активной зоны (теплоносителя, конструкционных материалов), в поле нейтронного излучения.

Активные продукты деления через неплотности ограничивающих конструкций (оболочки твэлов) могут поступать в теплоноситель первого контура. Туда же поступают в результате коррозии конструкционных материалов примеси продуктов актива-

Взам. инв. №	Подпись и дата	Инв. № подл.							Лист	
			Изм.	Коп.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата	1588-ПЗ-ОИ4	149

ции радионуклидов, входящих в состав этих материалов; кроме того, активируются радионуклиды, входящие в состав самого теплоносителя (кислород, водород, технологические примеси ВХР). Активные радионуклиды из первого контура разносятся по технологическим контурам (средам), обслуживающим основной технологический процесс, в том числе, через межконтурную неплотность могут проникнуть во второй контур, загрязняют оборудование, выходят через неплотности (неорганизованные протечки) в помещения зоны контролируемого доступа, обуславливая в дальнейшем появление радиоактивных веществ (РВ) в жидких, твердых и газообразных отходах.

К твердым отходам относятся детали оборудования, снятые с эксплуатации, фильтры, использованный инструмент, отработавшие приборы, израсходованные материалы, отвержденные отходы (см. ниже).

К жидким отходам относятся кубовые остатки выпарных аппаратов переработки трапных вод и вод спецпрачечной, пульпы ионообменных смол и другие фильтроматериалы, шлам баков трапных вод.

Газообразные отходы образуются из сдувок с технологического оборудования и из газов и аэрозолей, выходящих из неорганизованных протечек оборудования зоны контролируемого доступа.

Качественные и количественные радиационные характеристики РВ, поступающих в результате нарушения целостности оболочек твэлов в теплоноситель, распространение РВ по технологическим и вспомогательным контурам и системам АЭС, процессы переработки технологических сред как в целях поддержания номинальных режимов, так и конечные, выводящие среды из циклов АЭС и приводящие к образованию отходов, подробно описываются в соответствующих разделах проекта.

При работе с РАО должны соблюдаться требования безопасности, прописанные в основных нормативных документах [46 – 48].

Согласно основным технологическим схемам обращения с РАО, обращение с РАО трех агрегатных состояний (жидкие, твердые, газообразные) в упрощенной форме может быть описано следующим образом:

7.5.2 Твердые РАО

Твердые отходы образуются в помещениях зоны контролируемого доступа (основная масса твердых РАО формируется в реакторном отделении). Основные виды этих отходов, их количество и активность, места образования и др. приведены в технологических схемах обращения с твердыми (и отвержденными) радиоактивными отходами на АЭС (в технологических разделах проекта).

Твердые отходы, пройдя в помещениях сбора первичную сортировку по активности, низкоактивные – по видам возможной дальнейшей переработки, направляют-ся:

- низкоактивные перерабатываемые ТРО в специальных контейнерах - в здание переработки низкоактивных отходов. Цель переработки – минимизация объемов РАО.
- среднеактивные и неперерабатываемые низкоактивные – пакуются в бочки-контейнеры и в транспортных контейнерах направляются в узел загрузки НЗК (в здании переработки и хранение отходов). При необходимости, перед загрузкой в контейнеры, крупногабаритные ТРО измельчаются (подвергаются резке, разборке) на местах образования для удобства транспортирования. Среднеактивные ТРО транспортируются в узел загрузки в защитных контейнерах.
- высокоактивные отходы, ассортимент которых твердо установлен – отработавшие блоки детектирования РУ - направляются в капсулах в ячейки ВАО в ХТРО. Комплект оборудования для организованного хранения высокоактивных ТРО включа-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Нодок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист
150

ет в себя оборудование, полностью обеспечивающее безопасность всех процедур при обращении с ВАО.

Особую группу и основную массу твердых отходов АЭС составляют отвержденные отходы, как продукт кондиционирования жидких активных сред, переработку и подготовку которых к хранению формируют системы обращения с жидкими РАО. Процессы переработки жидких активных сред, назначенных к удалению на отверждение, реализуются в зданиях реакторном и переработки и хранения отходов. Проекты узлов отверждения ЖРО имеют целью залив компаунда (цемент + ЖРО) в НЗК; в здании реактора компаунд заливается непосредственно в НЗК, в здании переработки и хранения отходов – компаунд заливается в НЗК с предварительно размещенными в них ТРО (неперерабатываемые ТРО и зола – в бочках, переработанные ТРО – в виде брикетов – см. ниже).

7.5.3 Жидкие РАО

Очистка ЖРС производится на выпарной установке производительностью 6 т/ч. В результате переработки трапных вод получается чистый конденсат, повторно используемый в цикле АЭС, и концентрат солей (кубовый остаток), являющийся ЖРО. Применяемые технологии обеспечивают повторное использование в цикле АЭС до 95 % трапных вод.

Для промежуточного хранения и последующей переработки ЖРО предусмотрены следующие системы:

- система промежуточного хранения кубовых остатков и отработанных сорбентов;

- система кондиционирования и отверждения жидких радиоактивных отходов.

Система промежуточного хранения ЖРО обеспечивает выдержку ЖРО в течение не менее 3х месяцев с целью снижения уровня радиоактивности за счет распада короткоживущих радионуклидов.

К жидким РАО, подвергающимся перед хранением отверждению, относятся:

- концентрированный солевой раствор (фильтрат) с фильтров-сгустителей установок очистки трапных вод реакторных зданий и очистки вод спецпрачечной здания хранения и переработки отходов и жидкий концентрат (кубовый остаток) с выпарных аппаратов систем переработки трапных вод этих зданий;

- сорбенты фильтров систем спецводоочистки - смолы ионообменных фильтров систем спецводоочистки;

- шлам (отстойная фракция) баков трапных вод.

Для получения отвержденного продукта, идущего на окончательное захоронение, проектом предусмотрена система отверждения ЖРО. Система предусматривает возможность концентрирования кубового остатка, перемешивания его с цементом и расфасовку цементного компаунда в бетонные невозвратные защитные контейнеры НЗК-150-1,5П(С).

Невозвратные защитные контейнеры предназначены для временного хранения РАО на площадке АЭС и последующего транспортирования в региональные центры для долговременного хранения. Благодаря применению малоотходных технологий и оптимизации технологических решений, прогнозируемый объем отвержденных ЖРО на АЭС с ВВЭР-1200 составит ~ 30 м³/год, что значительно ниже, чем на действующих в России АЭС с ВВЭР-1000.

В процессе работы АЭС образуются дебалансные воды, не требующиеся технологическим системам станции для использования в повторных циклах. Такие воды, обусловленные, в основном, водами сливов спецпрачечных и душевых, удаляются в брызгальные бассейны, расположенные на промплощадке станции. Допускается уда-

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

151

ление дебалансных вод, содержание активных примесей в которых меньше граничных уровней между активными и неактивными средами (10 УВ по пункту 3 НРБ-2000). Кроме того, в нормативной документации РФ специально ограничен общий сток АЭС (предел норм выпуска жидкого стока по активности – допустимый сброс ДС). Значение ДС определяется расчетным путем

7.5.4 Газоаэрозольные отходы

Образование газоаэрозольных отходов сопровождается функционирование некоторых систем станции и обусловлено выходом газообразного компонента из жидких активных сред. Газообразные отходы на АЭС не утилизируются, их удаление реализуется в окружающую среду с воздушными выбросами АЭС. Поскольку газовоздушные выбросы станции, содержащие примеси активных аэрозолей и газов, являются основным фактором дозового воздействия АЭС на население, и содержание РВ в выбросах АЭС строго регламентировано по количеству и структуре нормативными документами, удаление газообразных отходов за пределы станции происходит после высокоэффективной очистки выбросов от радиоактивных примесей. Расчетное содержание примесей в удаляемом воздухе существенно ниже ДОАнас².

Основные каналы поступления примесей РВ в газовоздушные выбросы АЭС:

- процесс технологических сдувок с работающего оборудования систем зданий реакторных зданий и вспомогательных реакторных зданий;
- процесс вентиляции зон контролируемого доступа зданий УА и УКС, в атмосфере которых может присутствовать незначительное количество радиоаэрозолей или радиоактивных газов, вышедших из протечек оборудования, содержащего активные среды;

Система очистки радиоактивного газа предназначена для снижения активности выбросов газов, обусловленных сдувками из технологического оборудования до допустимых пределов. Система состоит из двух одинаковых взаимозаменяемых рабочих ниток, а также одной нитки регенерации цеолитовых фильтров. На основной рабочей нитке происходит очистка газовых сдувок из выпара деаэратора подпитки первого контура, сдувки барботера компенсатора давления, сдувки бака организованных протечек первого контура, прошедших через систему сжигания водорода. На вспомогательной рабочей нитке происходит очистка сдувок из баков систем хранения теплоносителя, баков запаса «чистого» конденсата, бака боросодержащих дренажей. Системы оснащены угольными, аэрозольными и йодными фильтрами с высокой эффективностью очистки. Эффективность очистки сдувок от ИРГ в системе определена объемом адсорбера, по предварительной оценке равным 20 м³, при коэффициентах сорбции угольного сорбента, принятым для криптона -14, ксенона – 280.

Степень очистки на аэрозольных фильтрах - 0,999; на йодных фильтрах: для молекулярного йода – 0,99 и для органических соединений – 0,9.

Кроме вышеперечисленных путей поступления, на АЭС менее значимыми путями поступления газообразных РВ в атмосферу являются выходы радиогазоаэрозолей из бассейна выдержки, из РУ при снятой крышке при перегрузке топлива, из вытяжных шкафов радио- и химлабораторий, с местными «отсосами» от оборудования при реализации некоторых технологических процессов (ремонтах, переработке), с отходящими дымовыми газами установки сжигания.

² Критерии НРБ-99 ДОАнас– согласно СП АС-03, условная граница между активными и неактивными газами

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Дополнительно в процессе эксплуатации АЭС могут образовываться отходы в виде крупногабаритных неразбираемых элементов вышедшего из строя оборудования (парогенераторы, корпуса арматуры, трубопроводы большого диаметра и т.п.), которые не могут быть измельчены по месту и не могут быть упакованы в бочки. Место хранения таких отходов и порядок обращения с ними определяются индивидуально, по мере необходимости. Такие крупногабаритные отходы транспортируются к месту хранения с соблюдением специальных защитных мер (зачехление полиэтиленовой пленкой, покрытие специальными фиксирующими растворами и т.д.)

Поступление радиоактивных веществ в окружающую среду исключено.

В таблице 36 представлены ориентировочные сведения о радиоактивных отходах, подлежащих переработке и хранению на АЭС [14].

Таблица 36 - Количество ТРО, поступающих на переработку и дальнейшее хранение в здание 00UKS с двух блоков

Наименование отходов	Место образования	Количество отходов с двух блоков, поступающих в здание 00UKS, м ³ /год (при нормальной эксплуатации, ТО и ремонтах/при авариях)	Примечание
1 Низкоактивные ТРО			
1.1 Горючие	Здания зоны контролируемого доступа	220 (110/110)	
1.2 Негорючие прессуемые	Здания зоны контролируемого доступа	130 (65/65)	
1.3 Металл	Здания зоны контролируемого доступа	20 (5/15)	50 % на измельчение
1.4 ТЭН	РО	1,0 (1/-)	50 % на измельчение
1.5 Фильтры			
1.5.1 Негорючие прессуемые	Здания зоны контролируемого доступа	32	1 раз в два года
1.5.2 Горючие	Здания зоны контролируемого доступа	36	1 раз в два года
1.5.3 Отвержденные отходы	Здание технологических, управляющих систем нормальной эксплуатации (НЭ) и спецводоочистки (СВО)	9,4	
2 Среднеактивные ТРО			
2.1 Металл	Здания зоны контролируемого доступа	10 (10/-)	90 % на переработку
2.2 Прочие отходы			
2.2.1 Горючие	Здания зоны контролируемого доступа	23 (11,5/11,5)	90 % на переработку
2.2.2 Негорючие	Здания зоны контролируемого доступа	54 (54/-)	90 % на переработку
2.3 Фильтры			
2.3.1 Негорючие	Здания зоны контролируемого доступа	75	1 раз за срок эксплуатации (50 лет)

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

153

Окончание таблицы 36

Наименование отходов	Место образования	Количество отходов с двух блоков, поступающих в здание 00UKS, м ³ /год (при нормальной эксплуатации, ТО и ремонтах/при авариях)	Примечание
2.3.2 Горючие	Здания зоны контролируемого доступа	87	1 раз за срок эксплуатации (50 лет)
2.4 Отвержденные отходы	Здание технологических, управляющих систем нормальной эксплуатации (НЭ) и спецводоочистки (СВО)	25,7	
2.5 Отвержденные отходы вод спецпрачечной и установки сжигания	Здание переработки и хранения РАО	16,8	
3 Высокоактивные ТРО			
3.1 Внутрореакторные детекторы	РО	1,0	
3.2 Блоки детектирования	РО	1,0	
Конечный объем твердых отходов (после переработки и не подлежащих переработке) не превышает значения 50 м ³ /г. с одного блока.			

7.5.5 Хранение твердых радиоактивных отходов

Ячейки блока хранения ТРО здания 00UKS предназначены для организованного хранения низко-, средне-, и высокоактивных ТРО. Для обращения и организованного хранения высокоактивных ТРО в настоящее время предусмотрен «Комплект оборудования для организованного хранения твердых радиоактивных отходов III группы активности» разработки ОАО «Атоммашэкспорт». Низко- и среднеактивные ТРО хранятся в ячейках ХТРО в железобетонных невозвратных защитных контейнерах НЗК-150-1,5П.

До настоящего времени РАО, наработанные на действующих блоках, не выходят за пределы промплощадки АС, размещаясь в хранилищах временного хранения ХТРО. С введением в качестве упаковки НЗК предполагается возможность хранения РАО на территории станции в течение 50 лет. Эта решение «способствует» как режимному порядку процесса хранения РАО, так и уменьшению потенциальной опасности РАО (вследствие снижения активности за счет естественного распада).

7.6 Воздействие и оценка влияния шума, электрического поля, маслonaполненного оборудования

7.6.1 Воздействие и оценка влияния шума

Для оценки воздействия шума на окружающую среду были приняты следующие исходные данные:

– производится оценка воздействия источников шума, которые появляются с

Изм. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Коп.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

154

вводом энергоблока;

– ввиду отсутствия на промплощадке, вне производственных зданий и сооружений, рабочих мест обслуживающего персонала оценка воздействия шума выполняется только внутри этих зданий и сооружений;

– ввиду отсутствия в пределах санитарно-защитной зоны каких-либо жилых или административно-бытовых помещений с постоянным пребыванием людей, не являющихся персоналом АЭС (население), для оценки воздействия шума приняты установленные ГОСТ 12.1.003-83 - предельные значения звукового давления для рабочих мест обслуживающего персонала, находящихся там постоянно или периодически.

В производственных зданиях и сооружениях АЭС источником звукового воздействия на обслуживающий персонал является установленное в них вращающееся оборудование (турбоагрегат, насосные агрегаты, дизель-генераторы, вентустановки), а также редуцирующее оборудование (БРУ и РОУ).

Перечень зданий и сооружений энергоблока ВВЭР -1000 , в которых размещено оборудование, являющееся источником шума, приведен в таблице 37.

В большинстве этих производственных помещений (поз. 5, 6, 7, 8, 9 ... перечня) производственный процесс полностью автоматизирован и в них нет постоянных мест обслуживающего персонала. В процессе эксплуатации установленного там оборудования обслуживающий персонал либо вообще отсутствует, либо находится там периодически и кратко-временно (обходчики).

Таблица 37 - Перечень зданий и сооружений, в которых размещены источники шумового воздействия

Наименование помещения	Наименование оборудования	Режим работы
1 Главный корпус. Реакторное отделение (обстройка)	Главные циркуляционные насосы Другие насосные агрегаты	Постоянно Постоянно
2 Главный корпус. Турбинное отделение	Турбоагрегат Насосные агрегаты РОУ 14/6; 14/3 БРУ-К, БРУ-СН	Постоянно Постоянно Постоянно Периодически
3 Главный корпус. Деаэраторное отделение	Питательные электронасосы Другие насосные агрегаты Вентиляционное оборудование	Периодически Постоянно Постоянно
5 Хранилище твердых радио-активных отходов (ХТРО). Комплекс по переработке	Насосное оборудование Вентустановки Пресс	Периодически
6 Дизель-генераторная электростанция энергоблока № 2	Дизель-генератор со вспомогательным оборудованием Компрессор Насосы технической воды группы "В"	Периодически Постоянно Постоянно
7 Общеблочная дизель-генераторная электростанция	Дизель-генератор с вспомогательным оборудованием	Периодически
8 Блочная насосная станция системы техводоснабжения энергоблока № 2	Насосные агрегаты	Постоянно
9 ЦПК АСКРО. Дизель-генераторная станция	Дизель-генератор	Периодически

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

В отдельных зданиях и сооружениях постоянные рабочие места обслуживающего персонала находятся в специальных помещениях щитов управления или других помещениях, оборудованных звукоизолирующими ограждающими конструкциями. Расчетный уровень звукового давления в этих помещениях, обеспечиваемый изолирующими конструкциями, соответствует требованиям ГОСТ 12.1.003-83 "Система стандартов безопасности труда. Шум. Общие требования безопасности" для помещений управления, не превышает допустимое значение, приведенное в таблице 38.

Для других рабочих мест персонала применены требования вышеуказанного стандарта к уровням звукового давления на постоянных рабочих местах, что является консервативным подходом, так как обслуживающий персонал находится на этих рабочих местах периодически и кратковременно.

Таблица 38 - Допустимые уровни звукового давления в помещениях управления, лабораториях

	Октавные полосы со среднегеометрическими частотами, Гц								
	31,5	63	125	250	500	1000	2000	4000	8000
Допустимый уровень звукового давления, дБ	93/96*)	79/83	70/74	63/68	58/63	55/60	52/57	50/55	49/54
Интегральный уровень звука, ДБА	60/65								

* В таблице в числителе указаны значения для помещений управления, в знаменателе - для лабораторий

Так как согласно технической документации на оборудование, являющееся источником шума в помещениях поз. 1-3 перечня, уровень звукового давления на расстоянии 1 м от источника, не должен превышать значений, регламентированных ГОСТ 12.1.003-83 для постоянных рабочих мест (см. таблицу 39), требования указанного ГОСТ для этих помещений считаются выполненными.

Таблица 39 - Допустимые уровни звукового давления

	Октавные полосы со среднегеометрическими частотами, Гц							
	63	125	250	500	1000	2000	4000	8000
Допустимый уровень звукового давления, дБ	99	92	86	83	80	78	76	74
Интегральный уровень звука, дБА	85							

7.6.2 Воздействие и оценка влияния электрического поля

Электрооборудование, устанавливаемое в зданиях АЭС, не является источником вредных выбросов, радиопомех и шума.

Источниками вредного воздействия на окружающую среду могут быть ВЛ-330 кВ и высоковольтное оборудование, к которому относятся трансформаторы блока, резервные трансформаторы собственных нужд, автотрансформатор связи, линейные реакторы.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

В соответствии с санитарными нормами, защита населения от воздействия электрического поля воздушных линий электропередачи напряжением 220 кВ и ниже, удовлетворяющих требованиям «Правил устройств электроустановок», не требуется.

На территории промплощадки белорусской АЭС предусмотрены ВЛ-330 кВ:

- от трансформатора энергоблока № 1 на КРУЭ - 330 кВ;
- от резервного трансформатора собственных нужд № 1 на КРУЭ - 330 кВ;
- от резервного трансформатора собственных нужд № 2 на КРУЭ - 330 кВ;
- от КРУЭ - 330 кВ к автотрансформатору связи.

Обеспечение допустимых уровней напряженности электрического поля (ЭП) гибких связей (ВЛ-330 кВ) выполняется соблюдением нормативных габаритов - т.е. минимальных расстояний проводов ВЛ до земли, при которых обеспечиваются допустимые уровни напряженности ЭП до 5 кВ/м – см. таблицу 40.

Время пребывания персонала в ЭП напряженностью до 5 кВ/м включительно в течение рабочего дня не ограничивается. Допустимое время пребывания в зоне ЭП напряженностью свыше 5-20 кВ/м включительно определяется расчетом по «Правилам защиты обслуживающего персонала от воздействия электрического поля».

Таблица 40 - Минимальное расстояние проводов ВЛ 330 кВ до земли

Размещение пролета ВЛ	Минимальное расстояние проводов ВЛ до земли, м при номинальном напряжении ВЛ, кВ	
	330	
	По нормам	По проекту
В ненаселенной местности (территория АЭС)	7,5	25 (17)*
На пересечении с автомобильными дорогами	8,5	25-17(10-25)

* В скобках приведены значения с учетом максимальной стрелы провеса

Опоры ВЛ-330 кВ гибких связей выполнены из оцинкованного металла. Все линии гибких связей выполнены с молниезащитным тросом и оборудованы разрядником для защиты от перенапряжений. Опоры ВЛ заземляются.

Ремонт и эксплуатация ВЛ-330кВ должны выполняться в соответствии с регламентом, разработанным белорусской АЭС.

При проектировании ЗРУ-330 кВ будет использоваться типовая проект ЗРУ-330 кВ с подвесными разъединителями по схеме с тремя выключателями на две цепи с применением металлических порталов.

Применение подвесных разъединителей на ОРУ позволит сократить на 48 % занимаемую под ОРУ площадь по сравнению с типовым проектом ЗРУ с опорными разъединителями.

Высота установки оборудования выбрана с учетом требуемых ПУЭ электрических габаритов до изоляции и ошиновки с учетом принятых в проекте стрел провеса проводов и возможности установки кабельных коробов, правил техники безопасности при проведении ремонтных работ и защиты персонала от влияния электрического поля.

Для защиты персонала от влияния электрического поля на ЗРУ предусмотрены стационарные средства защиты:

- козырьки, устанавливаемые над рабочими местами у ящиков зажимов, приводов, агрегатных и распределительных шкафов;

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

157

– вертикальные экраны между выключателями соседних ячеек, дополнительные экраны выключателей.

Для защиты от поражения электрическим током при повреждении изоляции на ЗРУ выполнен защитный контур заземления, к которому присоединены все нетоковедущие части оборудования.

Отходящие от ЗРУ белорусской АЭС воздушные линии электропередачи 330 кВ выполнены с учетом требований «Санитарных норм и правил защиты населения от воздействия электрического поля, создаваемого воздушными линиями электропередачи переменного тока промышленной частоты».

7.6.3 Воздействие и оценка влияния маслонаполненного оборудования

На территории белорусской АЭС со стороны ряда Г турбинного отделения будут установлены маслонаполненные трансформаторы. К ним относятся трансформатор блока типа 3хОРЦ-417000/750/3, трансформаторы собственных нужд типа 2хТРДНС-63000/35, резервные трансформаторы собственных нужд энергоблока типа 2хТРДНС-63000/330.

Для предотвращения растекания масла и распространения пожара при повреждениях для каждого трансформатора и реактора устроен маслоприемник, рассчитанный на полный объем масла и воды при пожаротушении с отводом стоков в масло-сборник.

Все трансформаторы и реакторы оборудованы системой автоматического водяного пожаротушения.

Для обслуживания маслонаполненного оборудования на АЭС предусмотрено централизованное маслохозяйство, оборудованное резервуарами для хранения и переработки масла, насосами, установками для очистки и регенерации масел, передвижными маслоочистительными и дегазационными установками, емкостями для транспортировки масла.

8 ОБРАЩЕНИЕ С ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ

Назначением системы обращения с ядерным топливом на АЭС является обеспечение активной зоны реактора достаточным количеством топлива для поддержания требуемого уровня мощности, извлечение отработавшего топлива из активной зоны и вывоз его с территории АЭС.

Система хранения и обращения с ядерным топливом обеспечивает:

- приём, хранение и обращение со свежим (необлученным) ядерным топливом, включая передачу его в реакторное отделение;
- перегрузку активной зоны;
- обращение и приреакторное хранение отработавшего (облученного) ядерного топлива (ОЯТ);
- отправку ОЯТ с территории станции.

На всех этапах производства работ по перегрузке, транспортировке и хранению ядерного топлива обеспечивается биологическая защита обслуживающего персонала.

Проект системы разработан исходя из следующих основных положений и решений:

- активная зона состоит из 163 тепловыделяющих сборок;

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

158

- перегрузка активной зоны реактора проводится один раз в 18 месяцев, при этом заменяется около 1/4 всех ТВС активной зоны - максимум 41 штука;
- доставка (отправка) ядерного топлива в (из) реакторное отделение производится через транспортный шлюз по эстакаде;
- доставка свежих ТВС в реакторное отделение, перегрузка реактора и вывоз отработавшего топлива из здания реактора производятся при неработающем энергоблоке;
- свежие ТВС доставляются на станцию комплектно с пучками поглотителей;
- перегрузка топлива осуществляется перегрузочной машиной по специальной программе под защитным слоем воды, обеспечивающим радиационную защиту;
- выдержка отработавших ТВС производится в борированной воде с концентрацией от 16 до 20 г/дм³ и максимальной температурой от 50 до 70 °С;
- в процессе перегрузки топлива осуществляется контроль герметичности выгружаемых из реактора ТВС, контроль уровня, состава и параметров воды в БВ;

В соответствии с требованиями [49], помещение хранения свежего топлива выполняется как хранилище I класса, т.е. проектом исключается возможность попадания воды внутрь ХСТ, что обеспечивается совокупностью следующих мер (согласно п. 4.1.1.1 НП-061-05):

- свежее топливо доставляется на АС внешним железнодорожным спецэшелонном по заранее разработанному графику в соответствии с количеством ядерного топлива, необходимым для нормальной работы станции;
- свежее топливо, упакованное в контейнеры, доставляется на АС в спецвагонах В-60СК;
- отправка свежего топлива на загрузку в реакторное отделение производится в упаковочных комплектах на внутристанционной специальной малогабаритной платформе грузоподъемностью 50 т;
- отработавшее ядерное топливо, выгруженное из реактора, хранится в БВ, расположенном в здании реактора энергоблока в пределах гермозоны;
- все основные операции по перегрузке топлива производятся перегрузочной машиной;
- перегрузка отработавших кассет из реактора производится в уплотненные стеллажи бассейна выдержки, где осуществляется хранение (выдержка не менее трех лет для спада активности и остаточных тепловыделений) отработавшего топлива до вывоза с территории АЭС.

Емкость бассейна выдержки обеспечивает хранение ОЯТ в течение десяти лет, включая размещение дефектных ТВС в гермопеналах, а также возможность выгрузки всей активной зоны реактора в любой момент эксплуатации АЭС.

Бассейн выдержки имеет четыре отсека: три отсека для хранения отработавшего топлива и отсек загрузки контейнера ТК-13 для ОЯТ.

Способ вывоза ОЯТ предусматривает подачу контейнера ТК-13 на оперативную отметку реакторного зала для загрузки через шлюз с использованием транспортной эстакады. При этом предусмотрены амортизаторы, снижающие нагрузки на контейнер, в случае его падения, до нагрузок, эквивалентных нагрузкам, которые возникают при его падении с высоты 9 м на жесткое основание.

В период перегрузки реактора осуществляется вывоз выдержанного ОЯТ с площадки атомной станции на завод регенерации топлива. Вывоз ОЯТ производится специальным железнодорожным эшелоном, состоящим из нескольких вагон-контейнеров ТК-13.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

159

В основу проектного решения принято ежегодное своевременное прибытие транспортного эшелона для вывоза ОЯТ. Сооружение хранилища отработавшего ядерного топлива на территории АЭС не предусматривается.

Элементы системы перегрузки и хранения топлива являются важными для безопасности и проектируются в соответствии с требованиями специальных норм и правил Российской Федерации.

Принципиальная схема обращения с ядерным топливом приведена на рисунке 37 [14].

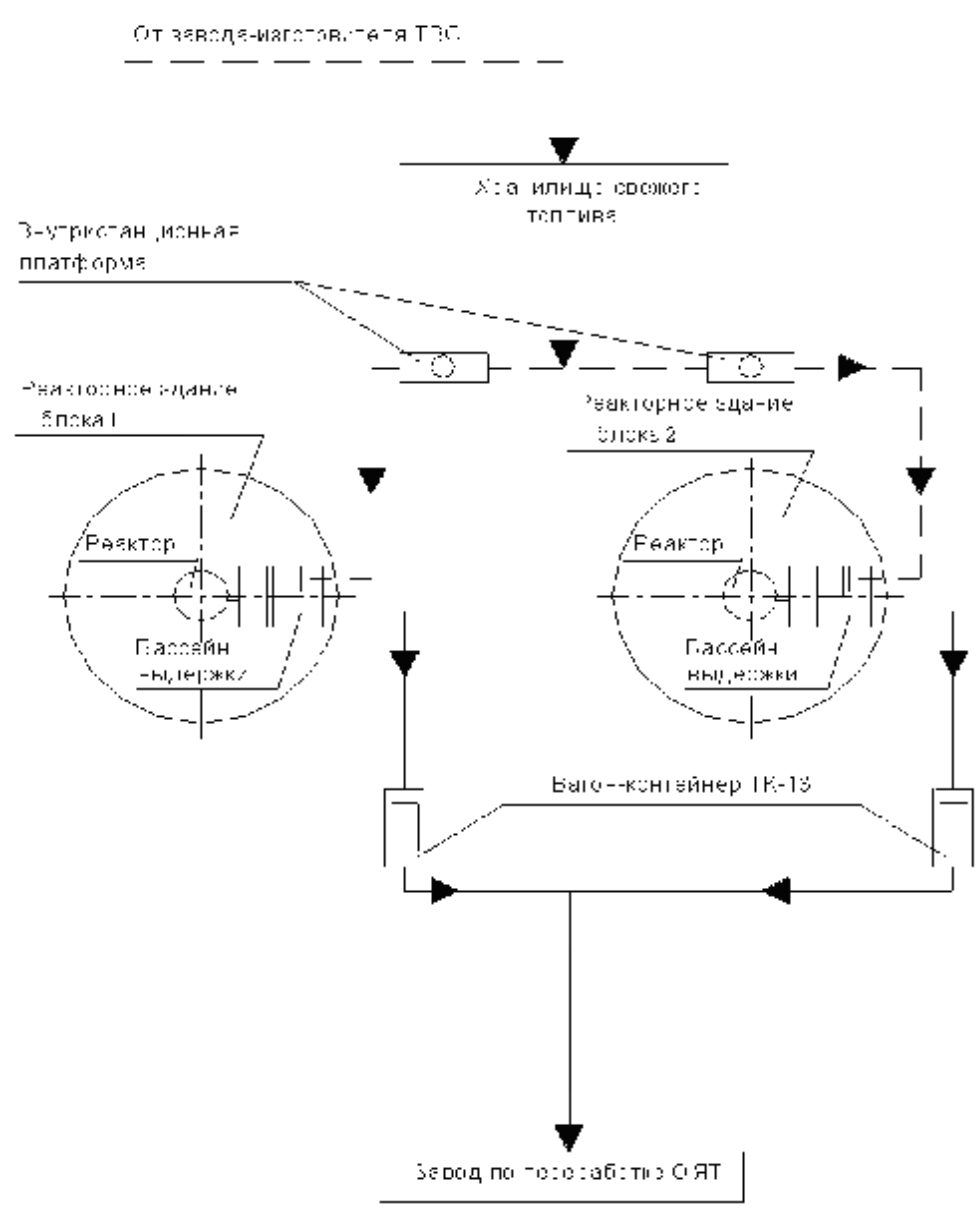


Рисунок 37 - Принципиальная схема обращения с ядерным топливом

Инов. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок.	Подп.	Дата

9 РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА

9.1 Концепция радиационной безопасности

Главной целью радиационной безопасности, согласно НРБ-2000, является охрана здоровья населения, включая персонал, от вредного воздействия ионизирующего излучения путем соблюдения основных принципов и норм радиационной безопасности без необоснованных ограничений полезной деятельности при использовании излучения в различных областях хозяйства, в науке и медицине.

Радиационная безопасность персонала и населения считается обеспеченной, если соблюдаются основные принципы радиационной безопасности (обоснование, оптимизация, нормирование) и требования радиационной защиты, установленные Законом Республики Беларусь от 5 января 1998 г № 122-З "О радиационной безопасности населения" (Ведамасці Нацыянальнага сходу Рэспублікі Беларусь, 1998 г., № 5, ст.25), НРБ-2000 и действующими санитарными правилами.

Основополагающая концепция радиационной безопасности – обеспечение во всех режимах эксплуатации, включая аварии, уровней радиационного воздействия АЭС, признанных на текущий момент безопасными для персонала АЭС и населения, проживающего в регионе размещения АЭС, и допустимыми с точки зрения вносимых в окружающую среду возмущений. Уровни допустимого радиационного воздействия отражены в нормативной документации, регламентирующей безопасность эксплуатации АЭС.

Требования современных нормативных документов в части обеспечения радиационной безопасности полностью соответствуют Международным основным нормам безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения [50]. Выполнение основной задачи радиационной безопасности строится на основе принципов радиационной безопасности. В кратком, хотя и упрощенном виде эти принципы сводятся к следующему: практическая деятельность, которая приводит или может привести к облучению в результате воздействия излучения, должна быть приемлема только в том случае, если она приносит облучаемым людям или обществу пользу в объеме, превосходящем тот радиационный ущерб, который она наносит или может нанести (т.е. практическая деятельность должна быть оправданной); индивидуальные дозы, обусловленные сочетанием облучения от всех соответствующих видов практической деятельности, не должны превышать установленных пределов дозы.

9.2 Основные критерии и пределы радиационной безопасности

Исходя из положений современных НД, в проект закладываются следующие санитарно-гигиенические критерии безопасности (таблица 41):

- при нормальной эксплуатации АЭС, согласно НРБ-2000, эффективная доза для персонала не должна превышать 20 мЗв в год в среднем за любые последовательные пять лет, но не более 50 мЗв в год.

- при проектировании биологической защиты допустимые уровни излучения в рабочих помещениях должны быть ограничены величинами, регламентированными ОСП – 2002.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

Таблица 41 - Регламентные уровни облучения при проектировании защиты от внешнего излучения (по ОСП-2002)

Категория облучаемых лиц	Назначение помещений и территорий	Продолжительность облучения, ч/год	Проектная мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч
Персонал	Помещения постоянного пребывания персонала	1700	6,0
	Помещения временного пребывания персонала	850	12

В работах [51,52] выделяют следующие критерии для проведения защитных мер в случае ядерной аварийной ситуации для предотвращения возникновения стохастических эффектов (таблица 42):

Таблица 42 – Критерии для проведения защитных мер

Критерий		Защитные меры
Доза облучения щитовидной железы	50 мЗв за первые 7 дней	Блокирование щитовидной железы
Общая эффективная доза	100 мЗв за первые 7 дней	Укрытие, эвакуация, дезактивация, ограничение потребления продуктов питания, молока, воды, мониторинг продуктов питания

9.3 Основные меры обеспечения радиационной безопасности

Общая радиационная безопасность эксплуатации АЭС обеспечивается конструктивно-технологическими и организационными мероприятиями, направленными на исключение утечки радиоактивных веществ за пределы рабочих контуров и/или локализацию их в случае выхода. Кроме того, в отношении персонала проектные решения ориентированы на максимальное снижение поля проникающего излучения и на такую постановку работ по обслуживанию объектов промплощадки АС во всех режимах, чтобы максимально сократить дозовые нагрузки на персонал либо за счет уменьшения величин МД, либо за счет сокращения времени воздействия.

Прежде всего, обеспечение радиационной безопасности АЭС опосредованно связано с проектными решениями, направленными на обеспечение общей безопасности и надежности РУ и оборудования АС, а также с надежно резервированными системами безопасности (системы аварийной остановки реактора, системы аварийного теплоотвода, фильтры, барботажные устройства и др.).

К основным техническим средствам непосредственного обеспечения радиационной безопасности АЭС относятся:

- физические барьеры на пути возможного распространения радиоактивных веществ (топливная матрица, оболочка твэлов, система замкнутых герметичных контуров с локализирующей арматурой, система гермообъемов, в том числе, система герметичного ограждения в виде двойной железобетонной оболочки с организацией контролируемого промежуточного зазора др.) и излучения (система биологической защиты, в том числе, стенки корпусов оборудования, стены, перекрытия, и пр. элементы конструкции, выполняющие роль защитных экранов);

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№ док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

162

- системы локализации источников радиационного воздействия и защиты персонала, населения, окружающей среды при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, проектных и запроектных авариях;
- система средств радиационного контроля источников радиационной опасности (уровни излучений, активность сред, содержание примесей в атмосфере помещений, в выбросах и сбросах АС и пр.), контроля состояния физических барьеров;
- системы вентиляции зоны контролируемого доступа, поддерживающие необходимые условия в рабочих помещениях, в том числе, обеспечивающие непревышение допустимых концентраций радиоактивных веществ в атмосфере этих помещений;
- организация удаления вентилируемого воздуха и технологических сдувок в атмосферу с очисткой перед их сбросом в вентиляционную трубу;
- система сбора, переработки и хранения в спецхранилищах радиоактивных отходов;

Проектные решения, принятые при разработке оборудования, конструкций, биологической защиты и средств локализации радиоактивности, имеют целью максимально возможное уменьшение мощности дозы излучения в помещениях, снижение выбросов радионуклидов в окружающее пространство и поддержание всех радиационных параметров на разумно достижимом низком уровне в соответствии с принципом ALARA.

Радиационная безопасность АС поддерживается комплексом предусмотренных в проекте организационных мероприятий, контролируемых администрацией АС и включающих в себя:

- деление зданий и помещений АЭС на зоны с различным режимом работы (зоны контролируемого и свободного доступа), категорирование помещений зоны контролируемого доступа;
- организацию на АЭС службы радиационного и дозиметрического контроля с фиксированием дозовых нагрузок каждого работника, место деятельности которого связано с риском профессионального облучения;
- установление обоснованных разработанных с учетом принципа ALARA регламентов для всех технологических процессов, реализуемых на АЭС;
- обеспечение персонала средствами индивидуальной защиты;
- установление и выполнение требований радиационной безопасности в производственных помещениях, на площадке станции и на прилегающих территориях;
- разработку планов по защите персонала и населения в случае аварий;
- организацию системы подготовки и переподготовки кадров в части радиационной безопасности и защиты;
- организацию контроля (радиозэкологического мониторинга, реализуемого системой АСКРО) в зоне наблюдения АЭС – ЗН, оптимальные размеры которой устанавливаются проектом;
- периодическое проведение медицинских профилактических осмотров персонала.

9.4 Проектные основы и основные проектные подходы обеспечения радиационной безопасности

Концептуальный подход к проектированию комплексной системы радиационной безопасности - последовательная реализации принципа глубокоэшелонированной защиты.

Этот стратегический принцип предусматривает применение последовательных физических барьеров на пути потенциально возможного распространения ионизирующих излучений и/или радиоактивных веществ в окружающую среду и системы

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

технических и организационных мер по их (барьеров) защите, сохранению их эффективности. Реализация принципа в проекте предполагает предотвращение распространения радиоактивных веществ и/или проникающего излучения в нормальной эксплуатации и ограничение радиационных последствий при авариях.

В систему физических барьеров АЭС входят:

- барьеры, относящиеся к собственно РУ (топливные матрицы тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), оболочки ТВЭЛов; герметичные границы первого контура);
- барьеры, входящие в сферу проектирования АС (герметичные границы контуров, связанных с первым контуром, герметичное ограждение защитной оболочки, барьеры по давлению со стороны контуров, имеющих контакты и непрямые связи с системами, эксплуатирующими активные среды).

- многосоставная биологическая защита;

Проектные требования к физическим барьерам АЭС предусматривают:

- непревышение эксплуатационных пределов повреждения ТВЭЛов в условиях нормальной эксплуатации;
- непревышение пределов безопасной эксплуатации по повреждению ТВЭЛов в проектных авариях;
- непревышение величин проектных межконтурных протечек (в парогенераторах, в теплообменниках, охлаждающих среду первого контура) и сокращение до минимума (минимально контролируемого) величин неорганизованных протечек.
- надежное ослабление до допустимых уровней проникающего излучения многокомпонентной биологической защитой.
- обеспечение проектных характеристик прочности и герметичности барьеров в условиях проектных аварий и учитываемых проектом внешних и внутренних воздействий, в том числе степеней максимальной проектной негерметичности защитных оболочек;
- выбор решений, определяющих конструкцию барьеров, применяемые материалы, проектные запасы на основе соблюдения требований норм и правил, с учетом опыта создания и эксплуатации аналогов и прототипов, консервативной модели эксплуатации АЭС, анализа проектных и запроектных аварий;
- диагностику состояния барьеров, включая непрерывный оперативный контроль герметичности ТВЭЛов, диагностику прочности и герметичности границ первого контура и смежных с ним контуров, защитной оболочки;
- формирование комплекса систем, обеспечивающих выполнение требований по эффективности и устойчивости физических барьеров.
- предотвращение отказов барьеров по общей причине, включая пожары.

9.5 Обоснование радиационной безопасности АЭС

Заложенные в проект принципы радиационной безопасности, воплощенные в конкретные технико-организационные решения, полностью обеспечивают минимальное радиационное воздействие на персонал в случае строгого соблюдения им регламентного режима поведения при эксплуатации и подчинении всех аспектов профессиональной деятельности императивным установкам культуры безопасности.

Проектом гарантируется радиационная защита персонала и населения при обслуживании всех проектируемых процедур и процессов, реализуемых на АЭС, на всех жизненных циклах АЭС, при всех эксплуатационных состояниях: при обращении со свежим и отработанным ядерным топливом (перегрузках и хранении), при обращении с РАО всех видов и категорий активности (транспортировании, кондиционировании, хранении), при обслуживании работающего оборудования и ремонтных работах.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Расчетное ожидаемое дозовое воздействие проектных выбросов на население региона не превысит дозовой квоты.

При проведении анализа безопасности проекта АЭС-2006 оценено радиационное воздействие при проектных и запроектных авариях, определены размеры зон, на которых на основании расчетных ожидаемых радиационных последствий при ЗА возможно привлечение мер защиты для предотвращения прогнозируемых доз.

Наработанный опыт действующих объектов атомной энергетики в полной мере подтверждает состоятельность проектных подходов и решений, обеспечивающих радиационную безопасность эксплуатации АЭС.

Подтверждением выше сказанному являются значения коллективной и средней индивидуальной доз облучения персонала АЭС и персонала привлекаемых для работ на АЭС организаций в 2005 году приведенных в таблице 43 [45].

Таблица 43 – Дозы облучения

АЭС	Число контролируемых лиц (персонал)	Коллективная доза облучения, чел·Зв	Средняя индивидуальная доза облучения, мЗв
АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 и ВВЭР-440			
Нововоронежская	Персонал АЭС	2429	6,43
	Командированные	847	1,26
	Итого	3276	7,69
Кольская	Персонал АЭС	1594	1,8
	Командированные	700	0,84
	Итого	2294	2,64
Ростовская	Персонал АЭС	1118	0,04
	Командированные	620	0,09
	Итого	1738	0,13
Балаковская	Персонал АЭС	2381	1,27
	Командированные	1202	1,13
	Итого	3583	2,4
Калининская	Персонал АЭС	2724	1,76
	Командированные	1612	0,58
	Итого	4336	2,34
АЭС с реакторами типа РБМК-1000			
Курская	Персонал АЭС	4371	13,13
	Командированные	1432	2,39
	Итого	5803	15,52
Ленинградская	Персонал АЭС	3691	7,07
	Командированные	1212	3,85
	Итого	4903	9,92
Смоленская	Персонал АЭС	3303	8,9
	Командированные	1249	2,51
	Итого	4652	11,41
АЭС с реакторами типа АМБ-100, АМБ-200 и БН-600			
Белоярская	Персонал АЭС	1304	0,95
	Командированные	284	0,25
	Итого	1588	1,20
АЭС с реакторами типа ЭГП-6			
Билибинская	Персонал АЭС	509	2,14
	Командированные	188	0,4
	Итого	697	2,54

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата
------	---------	------	-------	-------	------

1588-ПЗ-ОИ4

Случаев превышения персоналом контрольных уровней (КУ), установленных на АЭС, и предела дозы (ПД) 20 мЗв, установленного Федеральным законом Российской Федерации «О радиационной безопасности населения», за отчетный период не зарегистрировано.

10 СНЯТИЕ С ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС

10.1 Концептуальный подход к проблеме снятия АЭС с эксплуатации

Вывод энергоблока из эксплуатации является комплексной задачей, включающей в себя широкий круг вопросов, начиная от прекращения эксплуатации АЭС вплоть до ее полной ликвидации и возвращения промышленной площадки в исходное состояние, пригодное для использования в любых других целях, то есть удаление с территории АЭС радиоактивных отходов, образовавшихся в процессе эксплуатации [53 – 55].

При этом экологические последствия для района размещения АЭС как при снятии с эксплуатации, так и после должны быть минимальными.

Радиоактивные отходы, в том числе твердые радиоактивные отходы (ТРО), образуются на АЭС при работе энергоблоков в процессе нормальной эксплуатации в технологических системах при переработке и очистке жидких и газообразных отходов (отвержденные отходы, фильтры, сорбенты, ионообменные смолы и т.п.), в период проведения ремонтных работ (технологическое оборудование, датчики КИП, инструмент, спецодежда и др.), во время возникновения аварийных ситуаций.

При работе энергоблока АЭС образуются радиоактивные продукты деления и активации, при этом 99,9 % накопленных в ядерном топливе продуктов деления остается в отработавших ТВС, являющихся высокорadioактивными отходами. После временного хранения на АЭС, выдержанное отработавшее ядерное топливо отправляется на переработку.

По определению, принятому в [56], снятие энергоблока с эксплуатации - процесс осуществления комплекса мероприятий после удаления ядерного топлива, включающий его использование в качестве источника энергии и обеспечивающий безопасность персонала и окружающей среды.

Прекращение эксплуатации энергоблока будет осуществляться после завершения проектного срока службы его основного оборудования, равного 60 годам, если не будет принято решение о продлении срока эксплуатации АЭС.

Снятию с эксплуатации энергоблока согласно ОПБ-88/97 должно предшествовать комплексное обследование его специальной комиссией, и на основе материалов указанного обследования принимается окончательное решение.

Для осуществления снятия с эксплуатации энергоблока АЭС необходима заблаговременная разработка и согласование проекта снятия с эксплуатации этого энергоблока с соответствующими ведомствами.

Указанный проект выполняется ориентировочно за 5 лет до истечения срока службы энергоблока с учетом результатов предварительного обследования его состояния, опыта по снятию с эксплуатации энергоблоков с аналогичными реакторами и должен являться главным документом, на основе которого реализуются все основные этапы снятия с эксплуатации энергоблока АЭС.

К началу разработки указанного проекта необходимо выполнить следующие научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы:

– исследования по выбору оптимального варианта снятия с эксплуатации с технико-экономической проработкой альтернативных вариантов и техническим обоснованием принятого варианта;

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Нодок	Подп.	Дата

- обследование и паспортизация оборудования и помещений;
- анализ радиационной обстановки и радионуклидного состава теплоносителя и загрязненного оборудования;
- расчетно-экспериментальное определение величин активности оборудования;
- оценка общего количества и категорийности образующихся при снятии с эксплуатации радиоактивных отходов;
- разработка нормативной документации, регламентирующей проектные работы по снятию с эксплуатации;
- разработка способов контроля радиационной и экологической обстановки в процессе дезактивации и демонтажа оборудования;
- разработка системы радиационной защиты и дозиметрического контроля технологического процесса снятия с эксплуатации;
- радиологические исследования, разработка методик и математических моделей для оценки коллективной дозы облучения персонала при снятии с эксплуатации, расчет предполагаемых дозозатрат на проведение основных технологических операций;
- исследование и разработка способов создания рабочих зон, герметизации помещений и боксов при демонтаже сильнозагрязненных и активированных конструкций;
- разработка приемов обращения с радиоактивными отходами, образующимися при снятии с эксплуатации, и комплексной технологической системы переработки, удаления, хранения и захоронения радиоактивных отходов, перевода слабоактивных отходов в категорию, используемую без ограничений;
- разработка технологических средств оснащения технологических операций по дезактивации, фрагментации, переплавке, компактированию металлических и неметаллических радиоактивных отходов;
- разработка организационных и технических принципов, номенклатуры спецоборудования и специнструмента для демонтажа высокоактивных конструкций, систем и крупногабаритного оборудования (корпус реактора, внутрикорпусные устройства реакторной установки, парогенератор и т.п.), в том числе дистанционных комплексов;
- разработка пооперационной технологии демонтажа оборудования реактора и помещений реакторного отделения;
- разработка плана мероприятий по защите персонала и населения на случай возникновения аварии при проведении работ по снятию с эксплуатации и комплекта документов (инструкций) по действиям персонала, производящего демонтажные работы в случае чрезвычайных ситуаций.

При разработке проекта снятия с эксплуатации энергоблока АЭС должны быть максимально использованы имеющиеся на данном энергоблоке штатные системы, оборудование, транспортные средства, защитные и санитарно-гигиенические барьеры.

К этому относятся:

- системы электроснабжения, отопления, канализации, водоснабжения, радиационного контроля, санитарные барьеры, системы приточной и вытяжной вентиляции с фильтрами очистки, транспортные устройства и грузоподъемные механизмы;
- штатные транспортно-технологические средства, обеспечивающие выполнение всех операций с ядерным топливом и радиоактивными узлами реакторной установки;
- ванны дезактивации радиоактивного оборудования и системы приготовления дезактивирующих растворов;

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

167

– штатные системы сбора, концентрации, отверждения и захоронения жидких и твердых радиоактивных отходов, системы удаления и захоронения аэрозольных фильтров системы вентиляции;

– двухсторонняя радиопоисковая и телефонная связь;

– информация по воздействиям на системы и оборудование при эксплуатации блока, данные по которым хранятся в архиве АЭС.

Для выполнения работ по снятию энергоблока АЭС с эксплуатации по истечению установленного срока службы с наименьшими трудозатратами в проекте должны быть приняты следующие технические решения, направленные также на снижение дозовых нагрузок на персонал:

– разработаны кратчайшие маршруты грузопотоков радиоактивных отходов и оборудования;

– приняты закрытые транспортные эстакады для транспортировки "загрязненного" оборудования и его узлов с помощью напольного транспорта;

– применены защитные контейнеры и оборудование для сбора, сортировки транспортировки и переработки радиоактивных отходов;

– предусмотрены системы и оборудование, обеспечивающие радиационный контроль на промплощадке и в пределах санитарно-защитной зоны АЭС;

– компоновка всех зданий и сооружений должна обеспечивать размещение всего основного и вспомогательного оборудования, арматуры и трубопроводов при разделке на узлы во время снятия энергоблока с эксплуатации в зонах действия грузоподъемных средств, которые обеспечивают подъем и перемещение оборудования (агрегата или его составных частей) от места установки до наземных транспортных средств с минимальным количеством перегрузок;

– предусмотрены ремонтные и эксплуатационные системы вентиляции и рециркуляционные агрегаты;

– предусмотрена двухсторонняя радиопоисковая и телефонная связь АЭС;

– предусмотрены места установки контейнеров для сбора и удаления радиоактивных отходов;

– предусмотрен узел приготовления дезактивирующих растворов и участок дезактивации спецтранспорта и защитных контейнеров, а также переносные средства и приспособления для дезактивации;

– информация по воздействиям на системы и оборудовании при эксплуатации энергоблока должна оперативно регистрироваться, документально оформляться и храниться в архиве АЭС;

– предусмотрена возможность создания рабочих зон.

– проектом предусматривается возможность реализации следующих вариантов вывода энергоблока из эксплуатации:

а) ликвидация блока (ликвидация энергоблока после выдержки его на консервации в течение ~ 30 лет);

б) захоронение блока.

10.2 Экологическая безопасность энергоблока, снимаемого с эксплуатации

Консервация энергоблока АЭС обеспечивается герметизацией шлюзов, дверей и люков всех помещений энергоблока, через которые могут распространиться радиоактивные вещества за пределы контролируемой зоны, а также исключением несанкционированного входа персонала в эти помещения.

Экологическая безопасность энергоблока, снимаемого с эксплуатации, обеспечивается следующими мерами:

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

168

– остановом реактора, глушением ядерной цепной реакции и переходом от работы на мощности к съему остаточных тепловыделений от активной зоны реактора и отработавших ТВС, находящихся во внутриреакторном хранилище. Отвод тепла от активной зоны реактора и отработавших ТВС обеспечивается работой системы нормального и аварийного расхолаживания, которая спроектирована на пассивном принципе действия;

– выгрузкой отработавшего ядерного топлива из реактора;

– транспортировкой отработавшего и выдержанного ядерного топлива на переработку.

После удаления с энергоблока выдержанного отработавшего ядерного топлива ядерная опасность на нем полностью устраняется, а радиационная безопасность обеспечивается строгим выполнением требований нормативно-технической документации, которая будет действовать на момент снятия с эксплуатации энергоблока АЭС с использованием штатных систем спецвентиляции и спецканализации.

Вывод из эксплуатации зданий и сооружений может содержать следующие этапы:

– демонтаж оборудования, при необходимости его дезактивация, отправка либо на кондиционирование и хранение, либо для дальнейшего использования в народной хозяйстве;

– демонтаж строительных конструкций, отправка их либо на кондиционирование и хранение, либо для дальнейшего использования в народном хозяйстве.

Демонтаж систем спецвентиляции и спецканализации должен производиться по мере вывода из эксплуатации основного технологического оборудования.

Контроль за соблюдением норм радиационной безопасности на этапе выдержки энергоблока и при его ликвидации обеспечивается как в период эксплуатации с помощью штатной системы радиационного контроля, которая выполняет сбор и обработку информации по параметрам радиационного контроля и представляет ее на посты управления.

В соответствии со своим назначением система радиационного контроля подразделяется на 4 взаимосвязанные системы:

- радиационного технологического контроля;
- радиационного дозиметрического контроля;
- индивидуального дозиметрического контроля;
- радиационного контроля окружающей среды в районе расположения АЭС.

11 РАДИОЛОГИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА НАСЕЛЕНИЯ И ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ

11.1 Эксплуатация АЭС в условиях нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации

Данные режимы работы АЭС являются проектными и, согласно требованиям нормативных документов, в этих режимах гарантируется минимальное радиационное воздействие на население и окружающую среду. Предел индивидуального риска для техногенного облучения отдельных лиц из населения в соответствии с НРБ-99, НРБ – 2000, принят 5×10^{-5} за год. Уровень 10^{-6} за год определяет область безусловно приемлемого риска.

В условиях нормальной эксплуатации АЭС ожидаемая эффективная доза облучения ограниченной части из населения в соответствии с НРБ-99, НРБ - 2000 не должна превысить предел 1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв/год.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

169

В последние годы достигнут высокий уровень безопасности действующих АЭС и фактически пренебрежимый уровень облучения населения (менее 10 мкЗв/год). В качестве подтверждения выше сказанного, приведем несколько высказываний.

По мнению ведущего эксперта Института международных стратегических отношений (Франция) Жан-Венсан Бриссе [57]: - "Многие страны мира обращаются к развитию атомной энергетики, наращиванию атомных мощностей или продлению сроков их эксплуатации. Причина в том, что в мире потребляются ресурсы, которых остается все меньше и меньше. Атомная энергия надежна по сравнению с другими источниками. Кроме того, она более безопасна в отношении загрязнения экологии. Например, правительство США объявило о намерении развивать атомную энергетику как один из видов "зеленых" технологий - если они хотят достичь более низкого уровня выделения CO₂, им нужно найти новые источники чистой энергии. Атомная энергия - один из таких источников. Настоящая ситуация - это не атомный ренессанс, но эволюция в использовании энергии. Этот процесс всегда находился в движении - на протяжении столетий мы сжигали древесину, затем мы начали жечь уголь, потом минеральное топливо и бензин, теперь мы перешли к использованию урана и плутония, потому что нам нужно больше источников энергии, которые становятся редкими".

Аналогичную точку зрения высказывает директор Института ядерных реакторов российского научного центра "Курчатовский институт" Юрий Семченков: - « Вы вспомните, в Болгарии, в Козлодуме, стояло 6 блоков на берегу реки. Сейчас, правда, два осталось, но никаких проблем нет, а ведь Дунай по всей Европе течет. В России на сегодняшний день обоснование безопасности включает все особенности и работы, и расположения. Другой пример - Тяньваньская АЭС стоит на берегу Желтого моря в красивейшем курортном месте. И китайцы счастливы, что у них там появилась атомная станция - безопасная, экологически чистая, а не угольная, не пойми что выделяющая. Ведь строительство сказывается на жизни местных жителей в лучшую сторону. С началом стройки возрастет число рабочих мест, улучшится инфраструктура. Социально-экономические параметры компенсируют страхи, возникающие перед стройкой. Кстати, сейчас ведь и в Индии мы строим блоки станции "Куданкулам" в красивейших местах на самой южной точке полуострова Индостан на берегу океана. А южнее - известная своими курортами и чаем Шри-Ланка. И никто не боится проблем с АЭС» [58].

Касаясь вопроса дозовых нагрузок первый заместитель директора Института проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, доктор физико-математических наук Рафаэль Арутюнян сказал следующее: - "Есть радиационно-гигиенические паспорта территорий, которые ежегодно выпускает Роспотребнадзор, государственный надзорный орган - по всем областям, крупным городам, по всей России, причем независимо от наличия или отсутствия АЭС. В них сообщается о том, какие дозы облучения получает население и от чего - от медицины, от природного фона, от любых объектов: от больниц, поликлиник до атомных станций. Эти цифры публикуются ежегодно под подписью главного санитарного врача страны. Все, что можно увидеть там, очевидно и официально. В этих паспортах на протяжении последних лет, когда ими стали заниматься серьезно, ничего не меняется: дозы облучения населения в связи со сбросами и выбросами от атомных станций в 10 000 раз ниже, чем облучение от природного фона или от медицинского воздействия. Напомню, чтобы сегодня зарегистрировать сбросы от АЭС, нужно иметь очень современную аппаратуру, и то это будет непросто - найти следы. Важны же не числа, в которых происходит выброс, а дозы, которые получает человек, - пояснил эксперт. - Если доза от природного фона один, ну ладно, десять миллизивертов (мЗв) в год, то в случае с АЭС речь идет об одном, десяти микрозивертах (мкЗв) в год, то есть в тысячу или в десять тысяч раз ниже, чем облучаемость от природного фона. Система жестких

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

170

нормативов в нашей стране такова, что приводит как раз к панике. Российские нарушения пределов, допустимых значений и уровней за рубежом, как правило, не замечают. Когда у нас говорят "предел облучения для населения", например 1 мЗв, то с точки зрения воздействия атомных объектов речь идет о цифрах в тысячу раз меньших. Само слово "предел" и выражение "допустимый предел" в общественном сознании понимаются так, что если человек получит больше, то тут же умрет. Это не так. У нас в России, например в Республике Алтай природный фон из-за радона составляет почти 10 мЗв, в Финляндии - 7,5 мЗв, в Бельгии - 6. По науке известно, что никакого воздействия на человека такой фон не оказывает. В любом случае, в России есть совокупность надзорных органов в лице Роспотребнадзора и МПР, которые независимо контролируют фон и публикуют свои данные в открытом доступе. В конце концов, есть сайт, где в режиме реального времени показываются все значения на уровне природного фона. Даже если будет пять значений, превышенных в пять раз, то это для здоровья не имеет никакого значения" [59].

11.2 Радиационные последствия аварий на энергоблоке.

11.2.1 Международная шкала ядерных событий (INES)

Международная шкала ядерных событий (МАГАТЭ и OECD/NEA, 2001) была создана для того, чтобы упростить возможность быстрого взаимодействия со СМИ и общественностью относительно определения значения событий для безопасности на всех типах ядерных установок, связанных с гражданской ядерной промышленностью, включая события, с использованием радиоактивных источников и транспортировки радиоактивных материалов. Представляя события в соответствующем виде, INES облегчает общее понимание инцидентов и аварий на АЭС (таблица 44). Сообщается о событиях оцененных уровнем 2 или выше, а так же о событиях, привлечших международный общественный интерес.

События, имеющие ядерное или радиологическое воздействие, классифицируются по шкале INES, которая разделена на восемь уровней. Промышленные события, которые не включают ядерные или радиологические воздействия, определяются «вне шкалы». Примером события «вне шкалы» является пожар, если это не повлекло радиологической опасности и не затронуло уровни безопасности. Ожидаемые эксплуатационные события относятся к уровню INES 0.

Из пяти уровней, которые были отобраны по воздействию вне площадки, самым тяжёлым является уровень INES 7. Такой инцидент повлек бы большой выброс ядерных материалов активной зоны АЭС. Наименее низкий, уровень INES 3, включает дозу эквивалентную приблизительно одной десятой годового предела дозы для населения. Ниже уровня INES 3 рассматриваются события с воздействием внутри площадки и воздействием на защиту в глубину.

При событиях уровня INES 1 (отклонение) до уровня INES 3 (серьезное событие) действия гражданской защиты не требуются. Авария без существенного риска вне площадки классифицируется как уровень INES 4. Эти уровни определены полученной дозой для критической группы. Последствия аварий, оцененных уровнем INES 5 – это ограниченные выбросы, которые, вероятно, привели бы к частичному введению аварийных планов, чтобы уменьшить вероятность влияния на здоровье. Уровни INES 6-7 классифицированы как аварии, при которых действия гражданской защиты необходимы, в порядке увеличивающейся важности. Эти последние уровни определены в пределах величины выбросов, радиологически эквивалентных заданной величине в террабеккерелях радиоизотопа йода-131.

Инов. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Коп.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Подавляющее большинство событий, о которых сообщают действующие во всем мире АЭС, оценено ниже уровня INES 3.

**Таблица 44 - Международная шкала ядерных событий (INES)
(IAEA and OECD/NEA, 2001).**

Уровень / признак	Природа событий
INES 0 Ожидаемые события	Отклонения от нормальных эксплуатационных режимов могут быть классифицированы как INES уровня 0, где эксплуатационные пределы и условия не превышены и должным образом управляются в соответствии с адекватными процедурами. Примеры включают: случайный единичный отказ в резервной системе, обнаруженный во время периодических осмотров или испытаний, плановом останове реактора и незначительное распространение загрязнения внутри контролируемого объема, без больших последствий для культуры безопасности.
INES 1 Отклонение	Аномальное отклонение от разрешенного режима, но при остающейся существенной защите в глубину. Это может произойти из-за отказа оборудования, человеческой ошибки или процедурных несоответствий и может произойти в областях, в пределах шкалы, таких как эксплуатация установки, транспортировка радиоактивных материалов, обращение с топливом и хранение радиоактивных отходов. Примеры включают: нарушение технологического регламента или правил транспортировки и несущественные дефекты трубопроводов сверх ожидаемых программой обслуживания.
INES 2 Инцидент	Включает инциденты с существенным отказом мер по обеспечению безопасности, но с остающейся достаточной защитой в глубину, чтобы противостоять дополнительным отказам. События, приводящие к превышению установленного законом предела годовой дозы работника и/или случай, который приводит к наличию существенных количеств радиации в областях, не предусмотренных проектом, и который требует выполнения корректирующего действия.
INES 3 Серьезный инцидент	Выброс радиоактивности, который приводит к порядку одной десятой доли предельной годовой дозы мЗв облучения критической группы населения. При таком выбросе могут быть необходимы меры по защите за пределами площадки. События на площадке, приводящие к такой дозе облучения работников, которая вызывает острые заболевания и/или приводит к значительному распространению загрязнения. Или если дальнейший отказ систем безопасности мог привести к условиям аварии. Такой инцидент был на АЭС Пакш в Венгрии в 2003 году. Во время планового ремонта топливные сборки были опущены на дно глубокого водяного бассейна в отдельном оборудовании очистки. Из-за ошибки в проекте оборудования, была нарушена система циркуляционного охлаждения и топливные сборки были перегреты. Это стало причиной выброса радиоактивных благородных газов и небольшого количества йода в реакторный зал. Выброс вне площадки был малым; уровни радиации на площадке или в ближайших окрестностях не превышали нормальных уровней фона. Люди не были травмированы, радиационная доза персонала была максимум 10 % от годового предела дозы.

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата
------	---------	------	-------	-------	------

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

172

Уровень / признак	Природа событий
INES 4 Авария без значительного риска за пределами площадки	Выброс радиации, приводящий к дозе облучения критической группы населения порядка нескольких mSv. Необходимость защитных действий вне площадки маловероятна. На площадке, существенное повреждение установок. В результате аварии облучаются один или более работников, переоблучение может приводить к высокой вероятности смерти. Примером такого события была авария, связанная с надкритичностью, которая произошла в Японии на заводе ядерного топлива в Токкамуре в 1999 году. Три рабочих были переоблучены, два из которых умерли позже из-за полученных доз. Завод был расположен в черте города, который был впоследствии эвакуирован и жителям, кроме того, посоветовали защитить себя самими. Тонкие стены здания и контейнера для урана не защитили окружающую среду от радиации. Максимальная доза для человека вне штата была 16 мЗв.
INES 5 Авария с риском за пределами площадки	Выброс радиоактивных материалов (в количествах, радиологически эквивалентных от ста до тысяч терабеккерелей йода-131). Такой выброс, может приводить к частичному введению контрмер, предусмотренных аварийными планами, чтобы уменьшить вероятность влияния на здоровье. События на площадке приводят к серьезному повреждению установок. Эта авария может вовлечь большую часть активной зоны, крупную аварию связанную с надкритичностью или большой пожар или мощный взрыв с выбросом больших количеств радиоактивности в пределах в установок. Авария в 1979 году на АЭС Три Майл Айленд в США была событием 5-го уровня по шкале INES. Авария началась из-за течи в системе реактора. Аварийное охлаждение реактора автоматически включилось, но было некорректно прервано оператором. Это стало причиной перегрева и частичного расплавления активной зоны. Несмотря на серьезное повреждение активной зоны, корпус реактора, несущий давление, и контейнер предотвратили выброс оставшихся неповрежденными. Воздействия на окружающую среду были малыми.
INES 6 Тяжёлая авария	Выброс радиоактивных материалов (в количествах, эквивалентных десяткам тысяч терабеккерелей йода-131). Такой выброс, с большой вероятностью заканчивается введением контрмер, предусмотренных местными аварийными планами, чтобы ограничить серьезные влияния на здоровье. Только одна авария уровня INES 6 когда-либо происходила. Это было в Советском Союзе (теперь Россия) в 1957 году на перерабатывающем заводе около города Кыштым. Был взорван резервуар, содержащий высоко радиоактивные жидкие отходы, с выбросом радиоактивного материала. Воздействия на здоровье были ограничены контрмерами, такими как эвакуация населения.
INES 7 Крупная авария	Выброс больших фракций радиоактивного материала в большой установке (например в активной зоне ядерного реактора). Это, как правило, включало бы в себя смесь коротко-и долгоживущих радиоактивных продуктов расщепления (в количествах, радиологически эквивалентных более чем десяткам тысяч терабеккерелей йода-131). Такой выброс привел бы к возможности острых воздействий на здоровье и затяжному воздействию на здоровье на больших территориях, возможно затрагивая более чем одну страну и долгосрочные экологические последствия.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

173

Уровень / признак	Природа событий
	Только один случай уровня INES 7 произошел -это авария 1986 года на Чернобыльской атомной электростанции в Советском Союзе (на территории нынешней Украины). Реактор был разрушен взрывом, сопровождаемым загоранием графита, который используется как замедлитель в конструкции реактора. Это вызвало большой выброс радиоактивных материалов в окружающую среду. Несколько рабочих электростанции и людей, принимающих участие в ликвидации, умерли от ран в результате аварии или непосредственно от вызванных радиацией эффектов на здоровье. Область зоны отчуждения 30 км была введена вокруг реактора и, приблизительно, 135 000 человек были эвакуированы.

11.2.2 Референтная тяжелая запроектная авария

Согласно требованиям EUR, (Том 2 Глава 1 Требования безопасности (Часть 1), в проекте АЭС будет подробно рассмотрен вопрос запроектных (тяжелых) аварий. В проекте АЭС будут подробно проанализированы причины и последствия 4 типов ЗА:

- авария, когда в объем защитной оболочки первого контура протекает теплоноситель. Причем все системы безопасности работают нормально, а в функционировании защитной оболочки имеются нарушения;
- авария с одновременной течью теплоносителя первого контура и отказами некоторых систем аварийного охлаждения;
- авария с обесточиванием станции и при невозможности запуска трех аварийных дизелей систем безопасности в течение первых суток;
- авария с протечкой теплоносителя первого контура во второй контур.

Результаты анализа всех четырех указанных типов ЗА показали, что к наиболее тяжелым последствиям, с точки зрения радиационного поражения может привести ЗА третьего типа. В этом случае вследствие полного обесточивания АЭС прекращается охлаждение активной зоны реактора. Это приводит к серьезным повреждениям ядерного топлива, но защитная оболочка сохраняет свою герметичность. По принятой 7 – уровневой шкале МАГАТЭ (таблица 42) такая авария имеет пятый уровень тяжести. Именно при такой аварии происходит максимально возможный из всех типов ЗА выброс цезия – 137, а суммарная мощность выброса примерно в 80 раз больше, чем при МПА. Выброс радиоактивных веществ во время аварии продолжался бы около суток.

Подробный анализ референтной ЗА на АЭС – 2006 проведен в работе [60]. Основная цель обеспечения безопасности АЭС при ЗА заключается в достижении и поддержании безопасного состояния АЭС (Severe Accident Safe State) при тяжелой аварии не позднее, чем через одну неделю от начала аварии. Для этого необходимо выполнить следующие условия:

- обломки активной зоны находятся в твердой фазе, а их температура является стабильной или снижается;
- тепловыделение обломков активной зоны отводится и переносится к конечному поглотителю тепла, конфигурация обломков такова, что Кэф. значительно ниже 1;
- давление в объеме защитной оболочки настолько низкое, что в случае разгерметизации защитной оболочки удовлетворяется критерий ограничения радиационных последствий для населения;
- прекратился выход продуктов деления в объем защитной оболочки.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

Для обеспечения целостности и герметичности конструкции защитной оболочки при тяжелых ЗА в проекте предусмотрено:

- предотвращение раннего повреждения внутренней защитной оболочки;
- предотвращение позднего отказа защитной оболочки за счет соответствующих мер, таких, как:

- обеспечение отвода тепла и локализация расплава в ловушке, исключение прямого воздействия расплава на защитную оболочку, фундамент, бетон шахты реактора;

- предотвращение накопления потенциально опасных концентраций водорода.

Исходные события референтной ЗА следующие:

- разрыв главного циркуляционного трубопровода Ду 850 на входе в реактор с двусторонним истечением теплоносителя;

- потеря источников переменного тока и, соответственно, неработоспособность всех активных систем безопасности на длительный период более 24 часов, отказ на запуск всех дизель – генераторов; аварийное питание осуществляется от аккумуляторных батарей.

Динамика развития тяжелой ЗА приведена в таблице 45.

Таблица 45 – Развитие тяжелой ЗА

Событие	Время	Комментарий
Разрыв ГЦТ Ду 850 на входе в реактор. Потеря всех источников переменного тока	0,0 с	Исходное событие
Отключение всех ГЦНА. Отключение системы подпитки-продувки. Запрет на включение БРУ-К	0,0 с	Наложение отказа: потеря всех источников переменного тока АЭС, включая все дизель-генераторы
Срабатывание аварийной защиты	1,9 с	По факту обесточивания блока с задержкой 1,9 с
Начало работы ГЕ-1 САОЗ	8,0 с	Снижение давления первого контура ниже 5,9 МПа
Запуск СПОТ	30,0 с	По факту обесточивания на секции надежного питания с задержкой 30 с
Срабатывание ГЕ – 2 САОЗ	120,0 с	Снижение давления первого контура до 1,5 МПа и запаздывание на разворот системы ГЕ – 2
Прекращение подачи борированной воды из ГЕ – 1 САОЗ	144,0 с	Снижение уровня в баках ГЕ САОЗ до отметки 1,2 м
Начало конденсации пара в трубчатке ПГ	3600,0с	Параметры второго контура ниже параметров первого контура
Прекращение подачи борированной воды из ГЕ – 2	30,0 ч	Исчерпание запаса борированной воды
Начало генерации водорода в АЗ за счет реакции окисления	44,6 ч	Т твэл > 1000 °С
Разрушение а.з. и начало поступления разрушенных материалов активной зоны и ВКУ в НКС	47,7 ч	
Проплавление опорной решетки НКС и поступление частей а.з. на днище корпуса реактора	51,0 ч	Т опорной решетки > 1500 °С
Разрушение корпуса реактора и начало выхода расплава в УЛР	52,0 ч	Т корпуса > 1500 °С

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата
------	---------	------	-------	-------	------

1588-ПЗ-ОИ4

С целью минимизации последствий тяжелой ЗА для управления тяжелыми авариями используются следующие системы:

- система отвода тепла из гермооболочки (спринклерная система);
- система аварийного и планового расхолаживания первого контура;
- система контроля концентрации и аварийного удаления водорода;
- система улавливания и охлаждения расплавленной активной зоны вне реактора.

Цели, достигаемые при работе данных систем безопасности, приведены в таблице 46

Таблица 46 – Результат работы систем безопасности при управлении ЗА

Система безопасности	Период работы	Достигаемая цель
Система аварийного удаления водорода	в течение всего периода аварии	Обеспечение водородной взрывобезопасности
Система пассивного отвода тепла Система гидроемкостей второй степени	до перехода в тяжелую стадию	- предотвращение раннего повреждения защитной оболочки - обеспечение отвода тепла от защитной оболочки и топлива
Система улавливания и охлаждения расплавленной активной зоны	после разрушения корпуса реактора и перехода аварии на внекорпусную стадию	- достижение безопасного состояния АЭС (SASS) - обеспечение отвода тепла и локализация расплава в ловушке - прекращение выхода продуктов деления в объем защитной оболочки
Спринклерная система Система аварийного и планового расхолаживания первого контура	через трое суток после начала аварии	- достижение безопасного состояния АЭС (SASS) - снижение давления в объеме защитной оболочки - обеспечение отвода тепла от защитной оболочки и топлива - предотвращение позднего отказа защитной оболочки

11.2.3 Радиационные последствия ЗА

Результаты расчета распределения доз внешнего и внутреннего облучения, приведенные в работе [61], показали:

- только при самой сложной аварии – ЗА третьего типа – может понадобиться укрытие (в жилых домах) населения, находящегося в зоне 6 километров от АЭС вокруг следа выброса. Нужно при этом отметить, что вообще возникновение такого типа ЗА крайне маловероятно, поскольку одновременное отключение всех трех независимых систем обеспечения безопасности почти за гранью реального. При других вариантах ЗА укрытие населения на период прохождения облака выброса вообще не обязательно.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

176

- необходимость проведения йодной профилактики может возникнуть на расстоянии не более 12 километров от АЭС вдоль следа облака и только у детей и беременных женщин, у остального населения – в зоне не далее 6 километров от АЭС. Обязательной для всех такая мера становится только в радиусе не более 4 км от АЭС по следу облака выброса и только для запроектной аварии третьего типа.

- только при аварии этого класса может возникнуть вопрос временной эвакуации на 2- 3 месяца детей и беременных женщин из зоны протяженностью не более 4,7 км от АЭС.

- в 30 километровой зоне от АЭС по следу облака может быть введено ограничение потребления загрязненных продуктов местного производства (молоко, овощи), исходя из допустимых доз внутреннего облучения щитовидной железы. Однако этот вид радиационного воздействия связан с тем, что в пищевые цепочки (например, почва – трава – молоко – человек) может попасть йод – 131, который в течение нескольких месяцев распадается. Поэтому после 2-3 месячной паузы продукты уже радиационно безвредны.

- только при 3А третьего типа возможно некоторое повышение дозы облучения озимых культур, так что можно будет ожидать снижения урожайности на несколько процентов. В этом же случае может понадобиться применение специальных мер защиты для молочного стада в радиусе 5 – 7 км от АЭС (перевод на чистые корма).

Более продолжительное – до 1 года – ограничение на потребление «грязных» продуктов питания, произведенных недалеко от АЭС и содержащих цезий – 137, может быть наложено только в 11 километровой зоне от АЭС вдоль следа облака. Такое ограничение возможно только для 3А третьего типа. Но ширина следа, как показывает анализ, проведенный с учетом метеорологических, геологических и прочих особенностей района размещения АЭС, не больше 4 км, так что загрязнение угодий возможно только на очень малой части сельскохозяйственных угодий, которые попадают в 30 км зону вокруг АЭС.

В пределах этой же зоны подземные воды при всех типах запроектных аварий можно считать относительно защищенными – так как след выброса достаточно узкий, то и просочиться к подземным водоносным горизонтам сможет только очень малое количество радионуклидов. Поскольку подземные воды потом разбавляются глубинными источниками, значит и поверхностные воды – родники, малые реки, водохранилища – не будут существенно загрязнены.

Даже если пить воду без предварительной очистки из открытых водоемов возможное увеличение дозы составит не более 6 % от допустимого предела для йода – 131, а количество цезия – 137 будет в три раза меньше допустимого для питьевой воды значения.

Нужно сказать и то, что в пределах 5 – 7 км от станции аварии 2-го и 3-го типов 3А могут привести к некоторым последствиям для растительности и животных. Но все изменения возможны только на небольшом – до 20 км – участке и, что самое главное, в течение нескольких лет они скомпенсируются естественными процессами в дикой природе.

Проведенные исследования всех вариантов аварий на энергоблоках АЭС, включая и самые тяжелые, показывают, что никакой серьезной опасности для населения в районе размещения станции не возникает. Все сценарии аварий предусматривают четкую последовательность действий для локализации последствий, принятие необходимых профилактических и защитных мер. Важно то, что все сценарии аварий рассматривались в реальных условиях района размещения станции.

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

177

11.2.4 Радиационный контроль. Общие положения

В соответствии с действующими нормами и правилами на всех объектах, где производственный процесс может сопровождаться загрязнением технологических сред и воздуха радиоактивными веществами, а оперативный персонал по роду производственной деятельности может подвергаться воздействию ионизирующих излучений, должен осуществляться радиационный контроль за соблюдением норм радиационной безопасности. Для этого на АЭС предусматривается система радиационного контроля (СРК).

СРК предназначена:

- для обеспечения радиационной безопасности эксплуатационного персонала и населения, проживающего в зоне действия АЭС;
- для повышения надежности АЭС за счет раннего обнаружения отклонений от нормальных режимов функционирования технологического оборудования;
- для контроля за соблюдением норм и правил радиационной безопасности на всех этапах жизненного цикла АЭС: вводе в эксплуатацию, эксплуатации и выводе из эксплуатации.

СРК состоит из автоматизированной системы радиационного контроля (АСРК), парка переносных приборов, местных стационарных приборов, лабораторного оборудования и приборов для обработки и анализа отобранных проб.

Радиационный контроль на АЭС осуществляется в режимах нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, проектных и запроектных авариях, а также при проведении противоаварийных мероприятий по защите персонала и населения.

В режиме нормальной эксплуатации АСРК обеспечивает получение информации о характеризующих радиационное состояние АЭС параметрах и подтверждает, что они не превышают установленные для нормальной эксплуатации пределы. К этим параметрам относятся:

- герметичность защитных барьеров;
- активность газоаerosольных выбросов и жидких сбросов;
- радиационная обстановка в помещениях энергоблока;
- загрязненность помещений, транспорта и персонала радиоактивными веществами;
- индивидуальные дозы облучения персонала;
- содержание радионуклидов в объектах окружающей среды;
- дозы облучения населения.

В режиме нарушения нормальной эксплуатации АСРК выявляет параметры, превысившие предел, установленный для нормальной эксплуатации, и следит за динамикой их изменения. На основании анализа полученной информации вырабатываются и осуществляются организационные и технические мероприятия по устранению выявленных нарушений и недопущению перерастания нарушения нормальной эксплуатации в проектные аварии. При необходимости АСРК выдает в управляющие системы нормальной эксплуатации СКУ сигналы для воздействия на технологические системы с целью предотвращения выхода радиоактивных веществ в окружающую среду.

При проектных авариях АСРК выявляет параметры, превысившие предел безопасной эксплуатации и, при необходимости, выдает в управляющие системы безопасности сигналы для формирования управляющих воздействий на системы безопасности энергоблока системы с целью предотвращения выхода радиоактивных веществ в окружающую среду. АСРК оценивает количество радиоактивных веществ, вышедших за каждый защитный барьер, оценивает и прогнозирует радиационную об-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№ док	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

178

становку на энергоблоке и в окружающей среде, оценивает дозы облучения персонала и населения. На основании полученной информации вырабатываются и осуществляются организационные и технические мероприятия по ликвидации последствий проектных аварий. Во время проведения этих мероприятий АСРК осуществляет контроль за соблюдением норм и правил радиационной безопасности.

При запроектных авариях, АСРК выявляет параметры, превысившие предел безопасной эксплуатации и выдает информацию, необходимую для введения в действие тех или иных мероприятий, предусмотренных планами противоаварийной защиты персонала ЛАЭС-2 и населения.

При введении в действие плана противоаварийной защиты АСРК обеспечивает контроль за соблюдением норм и правил радиационной безопасности при ведении работ по ликвидации последствий аварии и оценивает полноту и качество выполняемых работ.

С учетом философии многоуровневой безопасности проектируемой АЭС измерительные каналы АСРК обладают иерархической и функциональной автономностью. При этом обеспечивается возможность сохранения и использования информации на нескольких уровнях измерительного канала. Чем ниже уровень, тем меньше объем информации, но тем выше надежность ее получения. Исходя из требования обеспечения безопасности АЭС, в АСРК выделен ряд ответственных параметров, контроль которых производится во всех режимах эксплуатации, включая максимальные проектные аварии. Эти параметры контролируются несколькими полностью независимыми измерительными каналами.

АСРК состоит из следующих подсистем:

- радиационного технологического контроля (АСРТК);
- радиационного контроля помещений и промплощадки (АСРКП);
- радиационного контроля за нераспространением радиоактивных загрязнений (АСКРЗ);
- радиационного дозиметрического контроля (АСРДК);
- радиационного контроля окружающей среды (АСКРО).

12 РЕЗЮМЕ

Целесообразность развития в республике атомной энергетики обусловлена следующими факторами:

- низкой обеспеченностью собственными топливными ресурсами;
- необходимостью диверсификации видов энергоносителей и замещения части импортируемых ископаемых природных ресурсов - природного газа и мазута;
- возможностью создания долговременных запасов ядерного топлива и снижением зависимости от необходимости непрерывных поставок импортируемого природного газа;
- возможностью снижения себестоимости производимой энергосистемой электроэнергии;
- возможностью избыточного производства электроэнергии с целью экспорта ее излишков.

Включение в энергобаланс Республики Беларусь ядерного топлива позволит повысить экономическую и энергетическую безопасность страны по следующим направлениям:

- замещается значительная часть импортируемых энергоресурсов (до 5,0 млн. тонн условного топлива в год) и изменяется структура топливно-энергетического баланса страны;

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

179

– ядерное топливо в несколько раз дешевле органического, не является монополией страны-поставщика, имеется потенциальная возможность закупки в разных странах;

– введение в энергобаланс АЭС приведет к снижению себестоимости производимой энергосистемой электроэнергии за счет уменьшения затрат на топливо;

– работа атомных электростанций в значительно меньшей мере зависит от непрерывности поставок и колебаний цен на топливо, чем станций на органическом топливе.

Кроме того, уменьшение использования органического топлива (природного газа) вследствие ввода в действие АЭС приведет к снижению выбросов парниковых газов в атмосферу на 7 – 10 млн. тонн, что позволит Республике Беларусь получить экономические выгоды в связи с подписанием Киотского протокола к Рамочной конвенции Организации Объединенных Наций об изменении климата от 11 декабря 1997 г.

Научно-исследовательские и изыскательские работы по выбору пункта и площадки для строительства Белорусской АЭС начались в 90 годах прошлого столетия. На основании полученных результатов в соответствии с требованиями ТНПА, рекомендаций МАГАТЭ были выбраны перспективные пункты для размещения АЭС: Быховский и Шкловско-Горецкий в Могилевской области и Островецкий в Гродненской области.

На данных пунктах в течение 2005-2008 года проводились изыскательские работы по выбору площадки для строительства АЭС. Результаты работ обсуждались с участием специалистов МАГАТЭ и прошли международные экспертизы на Украине и в России. Результаты сравнительной оценки показывают:

- для всех трех конкурентных площадок запрещающих факторов (т.е. факторы/условия, не допускающие размещение площадки АЭС в соответствии с требованиями нормативных документов) нет.

- на Краснополянской и Кукшиновской площадках существует потенциальная возможность активизации суффозионно-карстовых процессов, что является осложняющим фактором и требует дальнейшего изучения. Инженерно-геологические и гидрогеологические условия Кукшиновской площадки сложные (незакономерное залеганием грунтов различного состава и свойств, наличие напорных вод пьезометрический уровень которых устанавливается близко от поверхности земли до 1,8 м). Отдельные неблагоприятные факторы могут быть исключены/компенсированы соответствующими техническими решениями;

- по совокупности факторов, имеющих существенное значение, Островецкая площадка имеет преимущество перед Краснополянской и Кукшиновской.

Основными преимуществами атомной энергетики по сравнению с традиционными энерготехнологиями являются:

- отсутствие выброса парниковых газов и вредных химических веществ;

- отсутствие выброса радиоактивных веществ при нормальной эксплуатации АЭС (выброс ограничен допустимыми квотами, радиоактивные отходы локализуются, концентрируются и захороняются), в то время как на ТЭС радиоактивные отходы, содержащиеся в золе (естественные радионуклиды калий, уран, торий и продукты их распада) вовлекаются в биологический жизненный цикл;

- малое влияние стоимости сырья на стоимость вырабатываемой электроэнергии.

В процессе развития атомной энергетики произошла эволюция подходов к обеспечению безопасности при эксплуатации АС, причиной которой явились крупнейшие аварии на АС: Авария в 1979 году на АЭС Три Майл Айленд в США была событием 5-го уровня по шкале INES и авария 1986 года на Чернобыльской атомной электро-

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата

1588-ПЗ-ОИ4

Лист

180

станции в Советском Союзе (7-ой уровень). В итоге, мировое сообщество смогло сформулировать основные принципы безопасности МАГАТЭ и требования европейских производителей электричества (EUR), предъявляемые к современным реакторным установкам.

Показано, что в результате использования соответствующих проектных пределов, применяемые в настоящее время реакторные установки поколения III+ обладают высокими показателями надежности:

- расчетная частота тяжелого повреждения активной зоны $< 1 \times 10^{-6}$ /реактор в год;
- частота тяжелых аварийных выбросов радиоактивности из установки $< 1 \times 10^{-7}$ /реактор в год.

Достигнутые в проектах показатели надежности соответствуют общепринятым значениям риска 1×10^{-6} .

Показано, что данные значения безопасности АЭС достигнуты за счет внедрения в проектных решениях принципов безопасности МАГАТЭ и фундаментальных функций безопасности. Для их реализации в проектах АЭС используется сочетание активных и пассивных систем безопасности, которые позволяют свести к минимуму «человеческий фактор» и обеспечивают надежную эксплуатацию установок.

В настоящей книге ОВОС описаны основы концепции радиационной и ядерной безопасности проекта «АЭС-2006», сформулирована общая цель обеспечения радиационной безопасности АЭС. Дано краткое описание основных инженерных, организационных средств и мероприятий, проведение которых обеспечивает радиационную безопасность АЭС. В книге содержатся данные о проектных пределах и проектных критериях, которые должны быть обеспечены при проектировании АЭС.

Показано, каким путем в проекте АЭС реализуются принципы и критерии МАГАТЭ и требования EUR, обеспечивающие надежную эксплуатацию энергоустановок. Отмечается, что при реализации проекта АЭС большая роль отводится вопросу управления авариями, в частности:

- предотвращению отклонений от нормальной эксплуатации;
- управлению при отклонениях от нормальной эксплуатации;
- предотвращению развития исходных событий и проектных аварий;
- управлению запроектными авариями;
- планированию мероприятий по защите персонала и населения в случае аварий.

Для достижения проектных пределов по радиационной и ядерной безопасности в проекте АЭС предусматривается разумное сочетание пассивных и активных систем безопасности. В современных проектах уделяется большое внимание свойству внутренней самозащищенности. Внутренняя самозащищенность РУ должна выражаться в способности предотвращать развитие исходных событий и аварий, ограничивать их последствия без участия персонала, потребления энергии и внешней помощи в течение длительного времени. Это время должно быть использовано персоналом для оценки ситуации и выполнения корректирующих действий. Свойства внутренней самозащищенности реактора должны быть направлены на самоограничение энерговыделения и самоглушение, ограничение давления и температуры в реакторе, скорости разогрева, масштабов разгерметизации первого контура и темпа истечения, масштабов повреждения топлива, сохранение целостности корпуса реактора в тяжелых авариях.

Изложенный в настоящей книге материал показывает, что современные проекты российских АЭС и концептуальный проект «АЭС-2006» отвечают современным требованиям безопасности АЭС:

Взам. инв. №	
Подпись и дата	
Инв. № подл.	

Изм.	Кол.уч.	Лист	№док	Подп.	Дата

- при запроектных авариях должно быть обеспечено ограничение последствий аварий с тяжелым повреждением активной зоны в целях защиты населения, расчетный радиус зоны экстренной эвакуации и длительного отселения не должен превышать 800м, что исключает необходимость экстренной эвакуации и длительного отселения населения. Радиус зоны, в пределах которой возможно введение защитных мер для населения после завершения ранней стадии аварии, не должен превышать 3 км (йодная профилактика, укрытие и т.п);

- что оцененное в проекте среднее значение (математическое ожидание) кумулятивный, т.е. суммарной по всем эксплуатационным состояниям (работа на мощности, стояночные режимы) и всем внутренним, внутривыпускным и внешним исходным (инициирующим) событиям (ИС), вероятности превышения установленных в проекте значений предельного аварийного выброса (ПВ) должно быть ниже $1,0 \times 10^{-7}$ на один год эксплуатации энергоблока;

- годовой сброс жидких радионуклидов в окружающую среду при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации (за исключением трития) не должен превышать 10 ГБк;

- годовой аэрозольный выброс инертных газов в окружающую среду при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации не должен превышать 40 ТБк;

- годовой выброс аэрозолей и изотопов йода в окружающую среду при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации не должен превышать 0,8 ГБк;

- выброс Cs-137 в окружающую среду при тяжелой аварии с расплавлением топлива не должен превышать 10 ТБк.

Достижение указанного целевого предела позволит надежно обеспечить выполнение требований технических нормативных актов Республики Беларусь.

Инв. № подл.	Подпись и дата	Взам. инв. №							Лист
Изм.	Коп.уч.	Лист	Недок	Подп.	Дата	1588-ПЗ-ОИ4			182